



المدرسة الوطنية المتعددة التقنيات
 المكتبة — BIBLIOTHEQUE
 Ecole Nationale Polytechnique

المدرسة الوطنية المتعددة التقنيات
 Ecole Nationale Polytechnique

Département : Electronique

Thèse de Magister

Option : Systèmes de traitement de l'information

Présentée par : **ADDA Fatma**
 Ingénieur d'Etat en Electronique option Contrôle
 Titre obtenue de l'U.S.T.H.B

Thème

**APPLICATION DE LA COMMANDE FLOUE
 AU CONTROLE D'UN REACTEUR NUCLEAIRE
 DE RECHERCHE**

Soutenue publiquement en 06 Mai 2001 devant la commission d'examen

Président de jury	M.A.ZERGUERRAS	Professeur	ENP
Directeurs de thèse :	M.M.ALLEK	Maître de recherche	CRND
	M.C.LARBES	PHD, chargé de cours	ENP
Examineurs :	M.M.HADDADI	Maître de conférence	ENP
	M.M.S.AIT CHEIKH	Chargé de Recherche	ENP
	M.R.OUIGUINI	Maître de recherche	CDTA
Invité	M.B.MEFTAH	Directeur de recherche	CRND

Dédicace

*A mes inestimables parents avec toute
mon Affection et toute ma reconnaissance*

A mon cher oncle Mohamed El-Hassen

A mes chers frère et sœurs

A mes chères Amies Fodil Leïla, Mallel Rachida, Lalouche Lila

A la mémoire de mes grands Parents

A Alili Toufik et Alili Baya

A mes neveux, mes nièces, mes cousines

et à toutes mes Amies.

1947
1948
1949
1950
1951
1952
1953
1954
1955
1956
1957
1958
1959
1960
1961
1962
1963
1964
1965
1966
1967
1968
1969
1970
1971
1972
1973
1974
1975
1976
1977
1978
1979
1980
1981
1982
1983
1984
1985
1986
1987
1988
1989
1990
1991
1992
1993
1994
1995
1996
1997
1998
1999
2000
2001
2002
2003
2004
2005
2006
2007
2008
2009
2010
2011
2012
2013
2014
2015
2016
2017
2018
2019
2020
2021
2022
2023
2024
2025

Avant-propos

Le travail présenté dans cette thèse a été effectué au sein du Département de Génie Nucléaire de la Division Réacteur, sis au Centre de Recherche Nucléaire de Draria.

En premier lieu, je tiens à remercier Monsieur **MELLAH Abdelhamid**, Directeur Général du CRND, Monsieur **ABAIDIA Saddek El-Hak**, Directeur de la Division Réacteur, Monsieur **IGHEZOU Abderrahmane**, Chef de Département Génie Nucléaire à la Division Réacteur pour m'avoir conseillé et mis à ma dispositions les moyens matériels nécessaires pour accomplir ce travail.

Je tiens tout particulièrement à exprimer ma reconnaissance à :

Monsieur **ALLEK Mouloud** Maître de Recherche au CRND
 Monsieur **LARBES Cherif PHD**, Chargé de Cours à l'Ecole Polytechnique d'Alger, qui ont bien voulu accepter de prendre en charge mes travaux de recherche. Qu'ils trouvent ici l'expression de ma profonde gratitude. Leurs compétences, leur rigueur scientifique, leurs idées, leurs encouragements m'ont été d'une aide précieuse.

Je tiens aussi à remercier Monsieur **ZERGUERRAS Ahmed** Professeur au département d'électronique à l'Ecole Polytechnique d'Alger d'avoir accepté de me faire le grand honneur de présider le jury d'examen de cette thèse.

Je suis très reconnaissante aux honorables Messieurs :

HADDADI Mourad Maître de conférence ENP
AIT-CHEIKH Mohand Salah Chargé de Recherche ENP
OUIGUINI Rachid Maître de recherche CDTA

membres du jury qui ont accepté de lire et de juger mes travaux.

J'adresse mes vifs remerciements au Docteur Da Ruan du CEN/SCK de Mol Belgique, pour son support bibliographique.

J'adresse ma profonde gratitude à toutes ces personnes qui m'ont aidé d'une façon ou d'une autre, à finaliser ce document notamment :

Mademoiselle **FODIL Leila**

Messieurs :

MEFTAH Brahim	Directeur de Recherche au CRND-DR
HALILOU Amrane	Maître de Recherche au CRND-DR
GUEDIOURA Bouzid	Maître de Recherche au CRND-DR
HADJ-AISSA Hakim	Directeur de la SARL SILICON
SAICHI Bachir	Chargé de Recherche au CRND-DR
OUZERROUT Med Ouchabane	Ingénieur en Chef au CRND-DR
MOKRANI Mounir	Opérateur Principal au CRND-DR
MOUSSAOUI Akli	Opérateur au CRND-DR
ZAMMOUN Rachid	Chef de Sce Maintenance au CRND-DR
BOUMEDIENE Abdelkader	Ingénieur Principal au CRND-DR

Handwritten text in a rectangular box, possibly a stamp or header, containing illegible characters.

المدرسة الوطنية المتعددة التقنيات
BIBLIOTHEQUE — المكتبة
Ecole Nationale Polytechnique

SOMMAIRE

Centre National de Recherche Scientifique
BIBLIOTHÈQUE — (مكتبة)
Ecole Nationale Polytechnique

Pages	III.3. Comportement du réacteur compte tenu des effets de la température	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
38	III.3. Comportement du réacteur compte tenu des effets de la température	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
37	III.3. Comportement du réacteur compte tenu des effets de la température	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
36	III.3. Comportement du réacteur compte tenu des effets de la température	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
1	III.2. Contrôle du réacteur nucléaire	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
3	III.2.1. Phase de démarrage et de marche	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
5	III.2.2. Boucle de pilotage automatique	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
5	III.2.3. Logique floue appliquée dans le domaine nucléaire	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
5	III.2.3.1. Systèmes d'aide à l'opération	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
5	III.2.3.2. Méthodologie de Conception d'une Base de Conception	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
7	III.2.3.3. Diagnostic	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
8	III.2.3.4. Sécurité	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
8	III.2.3.5. Modélisation	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
8	III.2.3.6. Radioprotection	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
8	III.2.3.7. Traitement d'alarmes	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
9	III.2.3.8. Gestion des déchets	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
9	III.2.3.9. Comptabilité des Matières Nucléaires	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
9	III.2.3.10. Robotique	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
9	III.3. réseaux de neurones appliqués dans le domaine nucléaire	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
9	III.3.1. Sécurité	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
10	III.3.2. Diagnostic	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
10	III.4. Contrôleur Neuro-Flou appliqué à un réacteur de type PWR.	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
10	III.5. Algorithmes génétiques appliqués dans le domaine nucléaire	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
10	III.5.10. Prévisions à court terme de la puissance	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
11	II.1. Introduction	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
11	II.2. Historique	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
12	II.3. Généralités sur la logique floue	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
13	II.3.1. Ensembles Flous	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
13	II.3.2. Opérations sur les ensembles flous	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
14	II.3.3. Différentes facettes d'incertitudes	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
16	II.3.4. Variables linguistiques et ensemble flou	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
17	II.3.5. Modificateurs « Hedge » flous	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
17	II.3.6. Raisonnement approché et la logique floue	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
19	II.4. Contrôleur flou	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
20	II.4.1. Interface de fuzzification	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
21	II.4.2. Base de données	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
21	II.4.3. Moteur d'inférence	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
21	II.4.4. base de règles	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
24	II.4.5. propriété des règles floues	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
24	II.4.6. Stratégies de défuzzification	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
26	II.4.7. Caractéristiques d'un contrôleur	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
27	II.4.8. Contrôleurs élémentaires	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
34	II.4.8.1. Contrôleur de MAMDANI	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle
34	II.4.8.2. Contrôleur du TAKAGI-SUGENO	III.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle

Centre National de Recherches Scientifiques
 Direction Générale des Recherches Scientifiques
 Centre National de Recherches Scientifiques

GLOSSAIRE

Erreur relative entre la puissance préfixée et la puissance mesurée

Température de sortie	Ts
Temps de réponse	tr
Temps de montée	tm
Moment d'insertion de la barre	ti
Moment d'extraction de la barre	tm
Temps de descente	td
Période	T
Signal de commande de la barre fine	SAPA
Débit Primaire	Rp
Réacteur à eau pressurisée	PWR
Position de la barre de contrôle fin	POBF, PBF
Position de la barre de contrôle maximale	PBC _{max}
Position de la barre de contrôle	PBC
Densité neutronique mesurée	lm
Densité neutronique de consigne	ln
Mouvement de la barre fine	MOBF
Mouvement de la barre de contrôle	MOBC
Massachusetts Institute of Technology	MIT
Réacteur à haute température	HTR
Geiger Muller	GM
Chambre d'ionisation	Cic
Chambre de Fission	CF
Réacteur à eau bouillante	BWR
Barre de contrôle fin	Bf, BF
Barre de contrôle i (i=1...4)	Bci
Réacteur de température avancée	ATR
Différence de position (critique, finale)	ΔX
Différence de Température (entrée, sortie du cœur)	ΔT
Différence de Pression (entrée, sortie du cœur)	ΔP
Taux d'accroissement de la puissance statique	r _s
Taux d'accroissement négatif maximal	r _{max}
Taux d'accroissement maximal	r _{max}
Taux d'accroissement de la puissance dynamique	r _d
Degré d'appartenance pour la Division de A	μ _A (x)
Degré d'appartenance pour la Compression de A	μ _{COMA} (x)
Réactivité que à l'effet thermique	ρ _{th}
Réactivité totale introduite	ρ _T
Réactivité introduite par la barre de contrôle fin	ρ _{BF}
Réactivité introduite par la barre de contrôle	ρ _B
Réactivité négative maximale	ρ _{max}
Réactivité maximale	ρ _{max}
Réactivité	ρ
Erreur relative entre la puissance préfixée et la puissance mesurée	ε

Liste des Figures

Figure I-1	Application des technologies émergentes dans le domaine nucléaire	4
Figure I-2	Changement de puissance de 1Mwth à 2Mwth	6
Figure I-3	Position de la barre de contrôle	6
Figure I-4	Configuration du contrôleur flou pour le réacteur BR1	6
Figure I-5	Modèle de démonstration du contrôleur flou pour le réacteur BR1	6
Figure II-1	Fonctions d'appartenance	13
Figure II-2	Algorithmes d'implémentation des opérations algébriques	14
Figure II-3	Algorithmes d'implémentation des opérateurs arithmétiques	15
Figure II-4	Algorithmes d'implémentation des opérateurs (Et) et (Ou) flous.	15
Figure II-5	Représentation de la variable linguistique « Température ».	17
Figure II-6	Opération de compression et de dilution	18
Figure II-7	Opération d'intensification (Positivement)	20
Figure II-8	Opération de diffusion (Généralement)	21
Figure II-9	Structure d'un contrôleur flou (à base de connaissances).	22
Figure II-10	Elements d'inférence.	22
Figure II-11	Principes d'agrégation.	23
Figure II-12	Principes d'activation.	24
Figure II-13	Principes d'accumulation.	25
Figure II-14	Base de règles de 25 cellules pour deux variables linguistiques d'entrées (e, e').	26
Figure II-15a	Défuzzification par la méthode du centre de gravité.	26
Figure II-15b	Défuzzification par la Méthode du centre de gravité (la variable de sortie est de type singleton).	26
Figure II-15c	Défuzzification par la Méthode du centre d'aire (CoA)	27
Figure II-15d	Défuzzification par la Méthode de Moyenne des maximums (MOM).	27
Figure II-16	Caractéristiques d'un contrôleur flou avec recouvrement partiel entre les termes linguistiques de la variable d'entrée	28
Figure II-17	Caractéristiques d'un contrôleur flou avec recouvrement entier entre les termes linguistiques de la variable d'entrée.	28
Figure II-18	Caractéristiques d'un contrôleur flou sans recouvrement entre les termes linguistiques de la variable d'entrée	29
Figure II-19	Caractéristiques d'un contrôleur flou (intervalle de terme d'entrée indéfinie) cas d'incomplétude	29
Figure II-20	Caractéristiques d'un contrôleur flou avec un recouvrement entier entre les termes linguistiques de la variable d'entrée et la sortie de type singleton.	30
Figure II-21	Caractéristiques d'un contrôleur flou avec un recouvrement trop important entre les termes linguistiques de la variable d'entrée et la sortie est de type singleton.	30
Figure II-22	Caractéristiques d'un contrôleur flou avec la méthode de défuzzification moyenne des maximums (recouvrement entier entre les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée et de la variable de sortie).	31
Figure II-23	Caractéristiques d'un contrôleur flou avec un recouvrement partiel entre les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée	31
Figure II-24	Caractéristiques d'un contrôleur flou avec 5 termes linguistiques et un recouvrement entier entre les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée et les fonctions d'appartenance de la variable de sortie.	32
Figure II-25	Caractéristiques d'un contrôleur flou à deux variables d'entrée avec un recouvrement total entre les fonctions d'appartenance.	32
Figure II-26	Caractéristiques d'un contrôleur flou à deux variables d'entrée et avec un recouvrement partiel entre les fonctions d'appartenance des variables d'entrée.	33
Figure II-27	Schéma de base d'un contrôleur de type Mamdani.	35
Figure III-1	Disposition de l'instrumentation d'un réacteur nucléaire.	38
Figure III-2	Boucle de contrôle du réacteur	40
Figure III-3	Circuits de refroidissement du réacteur	40
Figure III-4	Variation du gain et de la phase (sans effets de température)	42
Figure III-5	Variation du gain et de la phase (avec effets de température)	42
Figure III-6	Organisation générale des systèmes d'instrumentation et de contrôle d'un réacteur nucléaire de recherche	43
Figure III-7	Modérateurs et barres de contrôle	44

Figure III-8(a)	Efficacité intégrale de la barre de contrôle.	44
Figure III-8(b)	Efficacité différentielle de la barre de contrôle.	44
Figure III-9(a)	Efficacité intégrale de la barre de contrôle fin.	45
Figure III-9(b)	Efficacité différentielle de la barre de contrôle fin	46
Figure III-10	Bloc diagramme de la boucle de contrôle du réacteur.	47
Figure III-11	Salle de contrôle.	49
Figure III-12	Schéma synoptique de la boucle de pilotage automatique du réacteur nucléaire.	50
Figure III-13	Organigramme du fonctionnement de la boucle de pilotage automatique	51
Figure III-14	Dispositif expérimental utilisé	51
Figure III-15	Evolution de la puissance sur deux paliers (250 kW - 500kw, 500kw-750kw).	52
Figure III-16	Taux d'accroissement de la puissance.	52
Figure III-17	Evolution de la réactivité.	53
Figure III-18	Evolution de la puissance (Résultats de simulation).	54
Figure IV-1	Différentes étapes utilisées dans la conception d'une base de connaissances	55
Figure IV-2	Degré de Priorités des critères de fonctionnement d'un réacteur nucléaire	56
Figure IV-3	Réacteur sous critique.	56
Figure IV-4	Réacteur critique.	57
Figure IV-5	Réacteur sur critique.	58
Figure IV-6	Différentes étapes de contrôle de la puissance sur un palier (en montée).	59
Figure IV-7	Différentes étapes de contrôle de la puissance sur un palier (en descente)	61
Figure IV-8	Différentes étapes de contrôle de la puissance sur plusieurs paliers.	64
Figure IV-9	Différentes configurations possibles d'un réacteur	66
Figure IV-10	Ordre d'importance des paramètres	66
Figure IV-11	Changement de puissance sur plusieurs paliers	67
Figure IV-12	Evolution des paramètres de contrôle durant l'expérience	67
Figure IV-13	Augmentation de puissance sur un palier de 100KW à 500KW	68
Figure IV-14	Changement de puissance sur un palier de 500KW à 1000KW .	68
Figure IV-15	Changement de configuration (Commutation entre les barres de contrôle).	70
Figure IV-16	Moments d'insertion de la barre de contrôle pour plusieurs niveaux de puissance.	
Figure IV-17	Représentation des paramètres de contrôle et de commande sous Formes linguistiques pour le régime de fonctionnement transitoire	71
Figure IV-18	Représentation des paramètres de contrôle et de commande sous Formes linguistiques pour le régime de fonctionnement permanent	72 73
Figure V-1	Structure générale du contrôleur flou	
Figure V-2	Caractéristiques du contrôleur flou à base de règles FLC1 (pour la montée en puissance)	74
Figure V-3	Caractéristiques du contrôleur flou à base de règles FLC1 (pour la descente en puissance)	75 76
Figure V-4	Caractéristiques du contrôleur flou à base de règles FLC2 (pour le réglage fin)	78
Figure V-5	Contrôleurs flous en boucle fermée avec le réacteur nucléaire	
Figure V-6	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 0KW à 10KW (densité neutronique de $3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{17} \text{ n/cm}^3$) sans l'effet thermique.	79
Figure V-7	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$)	80
Figure V-8	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.	81 82
Figure V-9	Résultats Expérimentaux pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW.	
Figure V-10	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec une perturbation sur la réactivité de type échelon de -10pcm .	83
Figure V-11	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 750KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec un perturbation de réactivité positive.	84
Figure V-12	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec la position de la barre de contrôle à l'état critique (45 %).	85
Figure V-13	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de	

	250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec la position de la barre de contrôle à l'état critique (60 %).	86
Figure V-14	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 750KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	87
Figure V-15	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 750KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à 1.8×10^{19}) avec effet thermique	88
Figure V-16	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 1000KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	89
Figure V-17	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 1000KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.	90
Figure V-18	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 750KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	91
Figure V-19	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 750KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.	92 93
Figure V-20	Résultats expérimentaux pour une augmentation de puissance de 500KW à 750KW	
Figure V-21	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 1000KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	94
Figure V-22	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 1000KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.	95
Figure V-23	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	96
Figure V-24	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique d'une réactivité maximale de -30 pcm.	97
Figure V-25	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (de densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique d'une réactivité maximale de -60 pcm.	98 99
Figure V-26	Résultats expérimentaux pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW	
Figure V-27	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique d'une réactivité variable.	100
Figure V-28	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 1000KW à 750KW (densité neutronique de $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	101
Figure V-29	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 1000KW à 750KW (densité neutronique de $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.	102
Figure V-30	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 750KW à 500KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	103
Figure V-31	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 750KW à 500KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.	104
Figure V-32	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 500KW à 250KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	105
Figure V-33	Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 500KW à 250KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.	107
Figure V-34	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de -2% et la position de la barre fine à l'état critique $PBF_c = 41.8\%$	108
Figure V-35	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effet thermique pour une erreur de -2%, $PBF_c = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (un niveau de puissance de 500KW \Leftrightarrow une densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	109
Figure V-36	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -2%, $PBF_c = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW \Leftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) lorsqu'il y'a apparition de l'effet de température.	110
Figure V-37	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de	

	-2%, $PBF_c = 41.8\%$ et une réactivité thermique maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW \Leftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) lorsque la température devient stable.	111
Figure V-38	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de +2% et la position de la barre fine à l'état critique $PBF_c = 41.8\%$ (niveau de puissance de 500KW \Leftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	112
Figure V-39	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de +2%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW \Leftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	113
Figure V-40	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de +2%, PBF_c à 41.8% une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (un niveau de puissance de 500KW \Leftrightarrow une densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) lorsqu'il y'a apparition de l'effet de température	114
Figure V-41	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -2%, $PBF_c = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW \Leftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) lorsque la température devient stable.	115
Figure V-42	Résultats expérimentaux obtenus en utilisant le contrôleur classique (pilote automatique) pour un niveau de puissance de 500KW	116
Figure V-43	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de +2% et la position de la barre fine PBF_c à 41.8% (niveau de puissance de 750KW \Leftrightarrow densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	117
Figure V-44	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de +2%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 (niveau de puissance de 750KW \Leftrightarrow densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	118
Figure V-45	Résultats expérimentaux obtenus en utilisant le contrôleur classique (pilote automatique) pour un niveau de puissance de 750KW.	119
Figure V-46	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de -2% et la position de la barre fine PBF_c à 41.8% (niveau de puissance de 1000KW \Leftrightarrow une densité neutronique de $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	120
Figure V-47	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -2%, $PBF_c = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 1000KW \Leftrightarrow densité neutronique de $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	121
Figure V-48	Résultats expérimentaux obtenus en utilisant le contrôleur classique (pilote automatique) pour un niveau de puissance de 1000KW	122
Figure V-49	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de +4%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (un niveau de puissance de 1000KW \Leftrightarrow une densité neutronique de $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	123
Figure V-50	Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -4%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 1000KW \Leftrightarrow densité neutronique de $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).	

المدرسة الوطنية المتعددة التقنيات
BIBLIOTHEQUE — المكتبة
Ecole Nationale Polytechnique

Introduction Générale

Introduction Générale

La sécurité de fonctionnement d'un réacteur nucléaire est primordiale et passe avant toutes autres considérations telles que la rentabilité et le rendement. Les normes de conception de telles installations sont plus sévères que celles des installations industrielles conventionnelles.

Actuellement, il existe 274 réacteurs de recherche en fonctionnement à travers le monde. La majorité de ces réacteurs ont été construits il y a une vingtaine d'années.

Afin d'optimiser les flux neutroniques pour les diverses applications autour de ces réacteurs, certains d'entre eux ont subi des améliorations au point de vue instrumentation et contrôle. Toutefois, la plupart continuent d'opérer avec des systèmes qui deviennent de plus en plus obsolètes. Ces derniers posent des problèmes d'opération à cause des difficultés de maintenance et d'approvisionnement en composants de remplacement. En plus, le développement très rapide de l'électronique et de l'informatique ainsi que les critères de plus en plus sévères en matière de normes de sécurité des installations nucléaires font que la modernisation de ces systèmes devient de nos jours une nécessité.

D'un autre côté, Il est bien connu que la majorité des accidents de réacteurs nucléaires ont été causés par des erreurs humaines [CEA86][RUA96], c'est pourquoi l'implémentation des systèmes d'aide à la décision comme un support à l'opérateur est devenue une évidence surtout après les accidents de «Three Miles Island» [HAG95][RUA96b] et de Tchernobyl (Annexe B)[CEA86].

C'est à partir de cette situation, que plusieurs instituts de recherche dans le monde se sont mis à améliorer les méthodes classiques de contrôle dans les réacteurs nucléaires. Les raisons de cet intérêt réside aussi dans le fait que la régulation traditionnelle souffre de fortes limitations techniques. Plusieurs tâches ne peuvent pas être exécutées de manière optimale ou de manière fiable sur la base d'une analyse mathématique seulement [SCH95]. Tenant compte aussi des facteurs de plus en plus sévères de sûreté exigés dans le contrôle de ces réacteurs et pour prévenir et éliminer les risques d'accidents pouvant survenir à cause de fausses manœuvres, il a été jugé nécessaire pour l'industrie nucléaire de développer une nouvelle génération de contrôleurs robustes et intelligents.

Le développement de nouvelles technologies intelligentes basées sur des approches linguistiques telles que la logique floue [ZAD65] a suscité un intérêt particulier ces dernières années. Ces technologies conduisent à la conception et à la réalisation de systèmes capables d'effectuer des déductions et d'apprendre à partir d'une expérience passée par l'utilisation des concepts de la connaissance et de l'intelligence [ABA99].

L'utilisation de contrôleurs par logique floue « FLC » dans les réacteurs nucléaires offre plusieurs avantages par rapport aux techniques de contrôle classique, parmi ces avantages, on peut citer :

- Etude des systèmes sans connaissance précise de leur modèle mathématique [ZAD94].
- Introduction de l'expertise humaine.
- Robustesse et fiabilité.
- Facilité de mise en œuvre.

Dans ce travail, nous nous sommes intéressés à la conception d'un contrôleur flou à base de connaissances qui peut être utilisé en parallèle avec le contrôleur classique utilisé actuellement pour le contrôle en temps réel d'un réacteur nucléaire et pour assister ainsi les opérateurs dans la prise de décisions lors des divers modes de fonctionnement [BER88] [AVE94] [ZIM96].

Le principe de ce contrôleur est basé sur une base de règles établies à partir de données expérimentales obtenues avec le contrôleur classique et à partir de l'expérience des opérateurs.

Le présent document est structuré en cinq chapitres :

Dans le premier chapitre, on présente une synthèse des différents travaux de recherche effectués ces dernières années et relatifs aux applications des technologies émergentes dans le domaine nucléaire en mettant particulièrement l'accent sur les aspects de contrôle-commande à base de la logique floue dans les centrales et réacteurs nucléaires.

Le deuxième chapitre est dédié aux fondements de la logique floue qui comprennent les concepts de base de cette technique tout en donnant les détails sur la méthodologie de conception d'un contrôleur basé sur les règles et les connaissances floues.

Le troisième chapitre traite l'étude dynamique du réacteur nucléaire considéré, l'organisation générale de ses systèmes d'instrumentation et de contrôle ainsi que l'étude de sa boucle de pilotage automatique.

Une évaluation expérimentale et une validation du modèle proposé sont ensuite présentées.

Le quatrième chapitre décrit le développement d'une méthodologie de conception d'un système à base de règles pour le contrôle de la puissance d'un réacteur nucléaire comprenant les points suivants :

- Acquisition d'informations relatives au contrôle et à la commande du réacteur nucléaire.
- Vérification de ces informations.
- Identification des facteurs qui sont impliqués dans les décisions humaines en ce qui concerne le contrôle de la puissance du réacteur.
- Organisation et représentation de ces informations sous une forme adéquate qui servira pour la conception des systèmes intelligents à base de règles capables d'opérer et d'assurer le contrôle du réacteur nucléaire d'une manière correcte.

Le cinquième chapitre présente la structure et les caractéristiques des systèmes à base de règles conçus pour les deux régimes de fonctionnement du réacteur : régime transitoire et régime permanent.

Les résultats obtenus sont présentés et comparés aux résultats expérimentaux obtenus par le système de contrôle conventionnel.

Enfin, une conclusion générale résume les différents résultats obtenus et les enseignements à en tirer, ainsi que les perspectives envisagées pour un éventuel enrichissement de ce projet.

Chapitre I

*Technologies Emergentes
dans le Domaine Nucléaire
Etat de l'Art.*

I.1 Introduction

Par technologies émergentes, on entend :

- La logique floue.
- Les réseaux de neurones.
- Les algorithmes génétiques ainsi que la combinaison de ces trois techniques.

Le champs d'applications de ces technologies s'étend sur divers domaines, en particulier le génie nucléaire. Certains domaines tels que la sûreté, le diagnostic, la gestion des déchets, la radioprotection et le contrôle des réacteurs nucléaires posent des problèmes assez complexes qui sont toujours au stade de la recherche. L'utilisation de ces technologies offre de nouvelles solutions et perspectives (pouvant être efficaces [DUR95][RUA95c][RUA96b][RUA96d][RUA97a]).

L'utilisation de ces techniques, de la logique floue en particulier, dans l'industrie nucléaire représente un grand défi, car elle est difficilement acceptable au vu de la réglementation très stricte de sûreté mise en vigueur dans les installations nucléaires. C'est cette même raison qui a empêché les chercheurs d'introduire facilement et rapidement cette nouvelle méthode.

La mise en application de ces technologies est encore au stade préliminaire [ZIM96]. Néanmoins, les publications et les travaux de recherche récents ont montré des résultats très positifs[HEG95][HEG96][LIU96a].

Par rapport aux méthodes conventionnelles, les techniques émergentes présentent des avantages certains, notamment la robustesse, la flexibilité et surtout la capacité d'incorporer l'expérience humaine.

Dans ce chapitre, on souligne l'importance des diverses applications dans le génie nucléaire en mettant l'accent sur l'application de la logique floue pour le contrôle des réacteurs nucléaires, objet de notre travail.

La figure I-1 donne un schéma synoptique récapitulant toutes ces applications. La mise en œuvre de ces technologies a permis la publication de plusieurs travaux de recherche récents dans le domaine du génie nucléaire. Il faut noter que les réseaux de neurones sont principalement utilisés pour l'identification et la reconnaissance, la logique floue pour le contrôle et la commande des processus et les algorithmes génétiques pour l'optimisation.

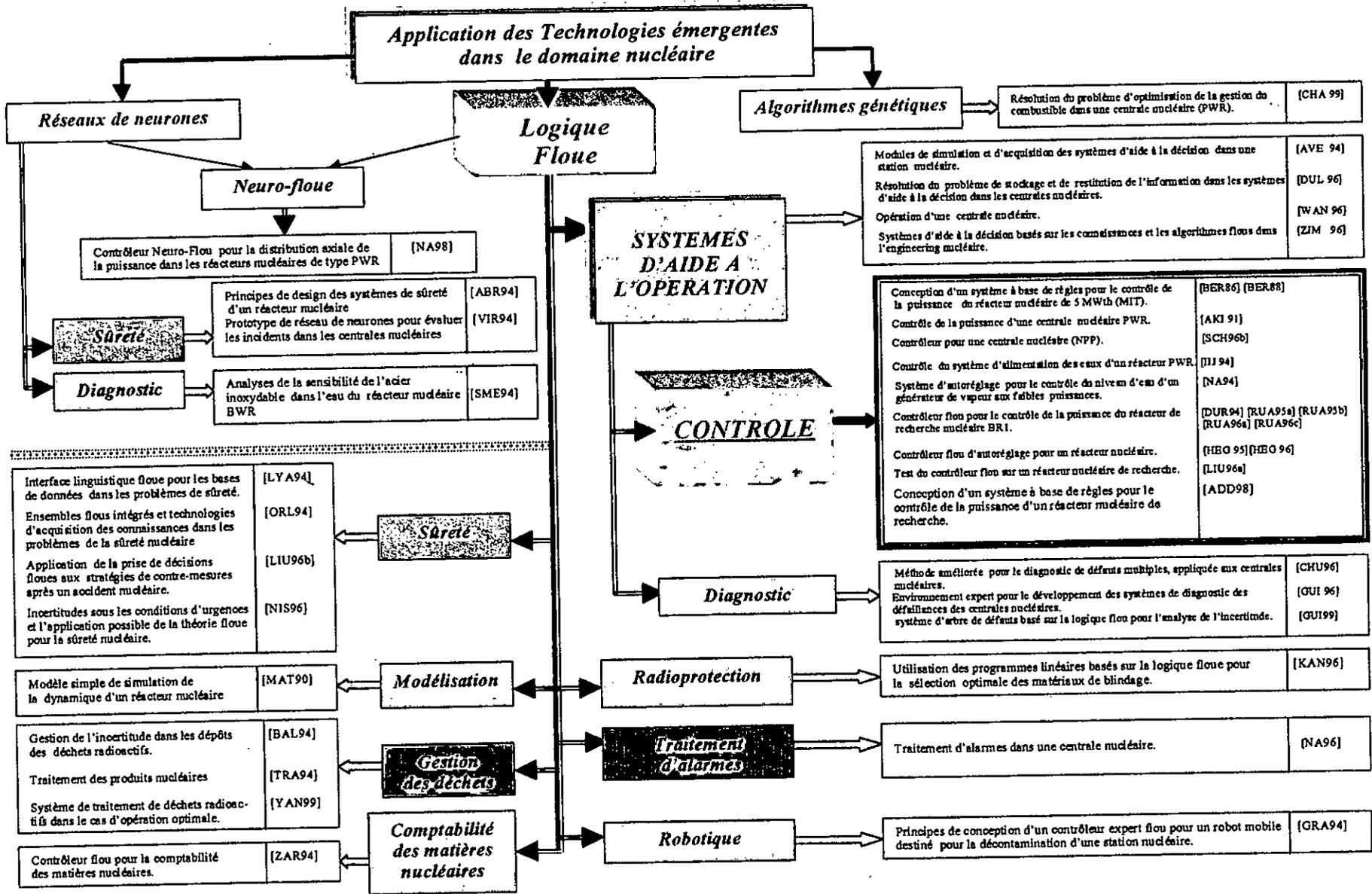


Figure I-1 Application des technologies émergentes dans le domaine nucléaire (Etat de l'art)

I.2. Logique floue appliquée dans le domaine nucléaire

La figure I-1 montre que la logique floue a plusieurs applications en génie nucléaire telles que :

- Les systèmes d'aide à l'opération des réacteurs nucléaires.
- Le contrôle des réacteurs nucléaires.
- Le diagnostic de défaillances dans les centrales nucléaires.
- La sûreté nucléaire.
- La modélisation de la dynamique des réacteurs.
- La gestion des déchets nucléaires.
- La radioprotection autour des installations nucléaires.
- Le traitement d'alarmes.
- La robotique en milieu hostile.
- La comptabilité des matières nucléaires.

Les points suivants donnent un état de l'art succinct de chaque application :

I.2.1. Systèmes d'aide à l'opération

La nécessité d'introduire les systèmes d'aide à l'opération comme support à l'opérateur est devenue évidente suite aux accidents survenus dans les centrales nucléaires telles que la centrale de «Three-Mile Island» et la centrale de Chernobyl[RUA97][CEA86].

Parmi les travaux de recherches effectués sur ces systèmes nous pouvons citer :

- Les modules de simulation et d'acquisition des systèmes d'aide à la décision dans les installations nucléaires [AVE94]. Ce travail effectué par Alexeya Averkin est relatif à la conception d'un nouveau système expert pour assister l'opérateur dans la prise de décisions lors de situations anormales dans les centrales nucléaires. C'est un travail basé sur des approches d'acquisition et de tests flous.
- Résolution du problème de stockage et de restitution de l'information dans les systèmes d'aide à la décision dans les centrales nucléaires [DUL96].

I.2.2. Contrôle

Le travail de recherche de John Bernard peut être considéré parmi les travaux les plus intéressants effectués dans le domaine de contrôle d'un réacteur nucléaire[BER88]. Ce travail consiste en la réalisation d'un contrôleur flou à base de règles pour le contrôle de la puissance d'un réacteur nucléaire en régime transitoire qui a été testé et validé sur un réacteur de 5Mw (MIT). Les règles du contrôleur flou sont déduites à partir des relations modélisant le comportement de l'opérateur. Les résultats obtenus montrent qu'à l'aide de ce contrôleur, il est possible de changer le niveau de puissance sans dépassement (figure I-2) [BER88].

La figure I-3 montre que le contrôleur flou exige moins de mouvements de la barre de contrôle pour accomplir ce changement.

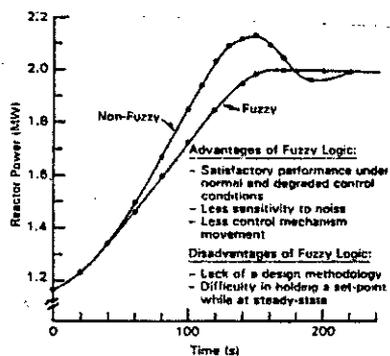


Figure I-2 changement de puissance de 1Mwth à 2Mwth

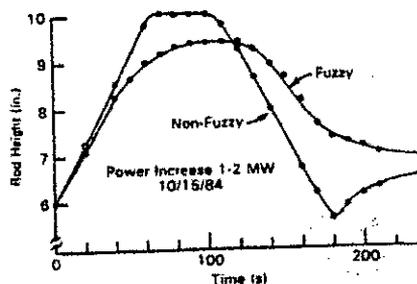


Figure I-3 Position de la barre de contrôle

Da Ruan a introduit la logique floue pour le contrôle de la puissance du réacteur nucléaire BR1 (Mol, Belgique) au début de l'année 1995[RUA95a]. Le contrôleur a été réalisé en collaboration avec OMRON Electronics NV dont la structure est donnée par la figure I-4 et qui est basée sur des modules électroniques et des logiciels spécifiques flous [LIU96a]. Ce contrôleur a été implémenté et testé en boucle ouverte sur le réacteur. Afin de vérifier sa fiabilité, un modèle de démonstration a été conçu en collaboration avec OMRON. Celui-ci est basé sur un réservoir d'eau dont on contrôle le niveau, lui-même connecté à deux tours qui reçoivent de l'eau à partir de deux autres réservoirs (figure I-5).

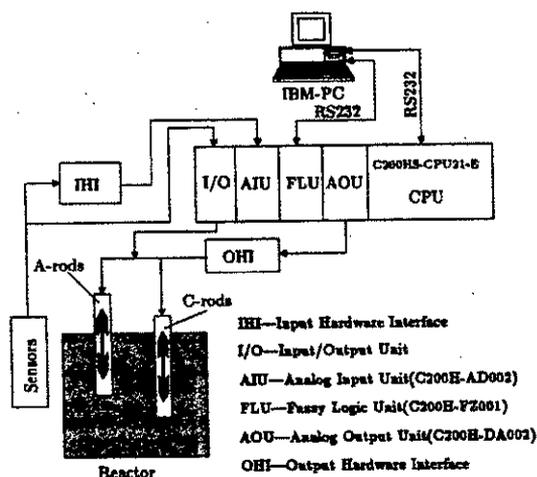


Figure I-4 Configuration du contrôleur flou pour le réacteur BR1



Figure I-5 Modèle de démonstration du contrôleur flou pour le réacteur BR1

D'autres applications ont été effectuées, parmi lesquelles on peut citer :

- ◆ Contrôle de la puissance d'une centrale nucléaire PWR proposé par H.Levent Akin [AKI91]. Dans cette étude, un régulateur basé sur la logique floue est développé pour le contrôle d'une centrale nucléaire de type PWR. La conception de ce système est réalisée sur la base de l'acquisition des connaissances à travers des simulations numériques et du modèle mathématique « H.B. Robinson » d'une cen-

trale nucléaire [AKI91]. Le comportement de ce contrôleur a été testé sous des conditions normales et dégradées d'opération.

Il a été constaté une dégradation négligeable dans les performances du contrôleur en présence d'une perturbation et dans le cas de dérives dans les variables du processus.

- ◆ Contrôle du système d'alimentation des eaux d'un réacteur PWR présenté par Takashi Iijima dans [IIJ 94] où il a décrit l'application d'un contrôleur flou à un réacteur de type « ATR ». Cette application a permis de réaliser le contrôle de niveau d'eau dans un générateur de vapeur d'une manière très efficace comparativement au contrôle conventionnel de type « PI ».
- ◆ Contrôleur flou d'autorèglage pour un réacteur nucléaire [HEG 95][HEG 96]. Ce contrôleur a été développé par A-Sharif Heger et MO. Jamshidi. Il est basé sur le calcul de la valeur optimale du centre de gravité du signal de commande. Cette méthode peut être implémentée « On-Line » et ne nécessite pas la modification des fonctions d'appartenance et des règles d'inférence. Les résultats de simulation ont montré que la méthode d'autorèglage améliore les performances du contrôleur flou dans le changement de la puissance.

I.2.3. Diagnostic

Parmi les différents travaux de recherche développés dans ce domaine, on peut citer :

- ◆ La méthode améliorée pour le diagnostic de défauts multiples, appliquée aux centrales nucléaires proposée par Hak-Yeong [CHU96]. Cette méthode est basée sur une approche de « Chung » pour le diagnostic des défauts multiples dans une installation nucléaire. Des tests ont été effectués sur le système primaire de la tranche 2 de la centrale nucléaire « Kori ».
- ◆ L'environnement expert pour le développement des systèmes de diagnostic des défaillances dans les centrales nucléaires [GUI96] développé par P. N. Guido. Le but principal de cet environnement est de réaliser un outil assurant une surveillance intelligente de certaines variables de processus, la détection de défauts dans l'installation et la déduction des causes possibles des anomalies. Le prototype suggéré effectue l'inspection des anomalies et le diagnostic du processus sur un modèle simplifié d'un système d'alimentation des eaux des générateurs de vapeur d'une centrale nucléaire de type « PWR ».
- ◆ Le système d'arbre de défauts basé sur la logique floue pour l'analyse de l'incertitude [GUI99]. Ce travail de recherche utilise une nouvelle approche et un nouveau système de calcul « Fuzzy FTA » pour l'analyse de la fiabilité en recourant à l'arbre de défaillances et à la logique floue. Le code a été appliqué aux systèmes d'alimentation auxiliaire de la centrale nucléaire Angra-I située au Brésil.

I.2.4. Sûreté

Dans ce domaine très important, Plusieurs travaux ont été effectués pour résoudre les problèmes relatifs à la sûreté dans les installations nucléaires, entre autres :

- ◆ L'application de la prise de décisions floues aux stratégies d'interventions après un accident nucléaire [LIU96b].
Cette application effectuée par Xingzeng Liu a pour but le développement d'une technique d'aide à la décision basée sur la logique floue, afin de minimiser les risques et d'optimiser les conséquences lors d'un incident nucléaire.
- ◆ Les incertitudes sous les conditions d'urgence et l'application possible de la théorie floue pour la sûreté nucléaire présenté par Nishiwakid dont le but est de traiter les différentes incertitudes impliquées dans les conditions d'urgence [NIS 96]. il a affirmé que ces incertitudes sur plusieurs facteurs étaient de type flou. A cet effet, il a proposé l'utilisation de la théorie des ensembles flous afin d'analyser les causes et effets des conditions d'urgence (Hiroshima et Nagasaki).

I.2.5. Modélisation

Un modèle simple de simulation de la dynamique d'un réacteur nucléaire est proposé par H.Matsuoko [MAT90]. Dans ce cas, le système dynamique peut être approximativement simulé par l'inférence floue. Par l'implémentation de ce modèle sur des circuits électroniques spécialisés (fuzzy hardware), il a été prouvé que nous pouvons assurer plusieurs avantages entre autres :

la flexibilité, la simplicité, une bonne efficacité et une grande rapidité de calcul.

I.2.6. Radioprotection

Dans ce domaine, une application des méthodes de programmation linéaire floue pour l'optimisation de blindage a été proposée par Y. Kanai et T. Mura [KAN94]. Le principe de conception de ce blindage est basé sur le choix des matériaux et le taux d'alliage des composants.

Les caractéristiques impliquées dans l'optimisation du blindage sont : le coût, le dimensionnement et la qualité du blindage.

I.2.7. Traitement d'alarmes

L'information alarme représente une première source pour détecter les anomalies dans une centrale nucléaire. Les systèmes conventionnels câblés d'alarmes sont caractérisés par un capteur relié à un indicateur, ceci conduit à la confusion entre les différentes alarmes durant le fonctionnement.

Un travail de recherche a été proposé dans ce cadre par N. J. Na et I. S. Kim [NA96] pour résoudre ce genre de problème. Celui-ci consiste à développer un système expert amélioré à base de connaissances et à l'implémenter en utilisant l'intelligence artificielle ainsi que la programmation orienté objet pour le traitement et la représentation de ces alarmes dans les centrales nucléaires. La base de connaissances est conçue en s'appuyant sur certains aspects (la température, la pression..) pour traiter et afficher les alarmes pour les opérateurs.

Les alarmes déclenchées sont prises en priorité par les règles de raisonnement, elles sont représentées ensuite sur le mimique. Pour valider le système proposé, le traitement et la représentation des alarmes ont été effectués dans la simulation du scénario accidentel de la tranche 2 de la centrale « Three Miles Island ».

I.2.8. Gestion des déchets

Jin yeong Yan a développé un système pour le traitement de déchets radioactifs dans le cas d'une opération optimale basée sur la programmation linéaire floue[YAN99]. Ce système est validé et vérifié en utilisant la base de données existante à l'université de Koyoto au Japon. Cette méthode de programmation est introduite pour résoudre le problème de l'incertitude des valeurs désirées pour la prise de décision.

D'autres applications ont été effectuées, parmi lesquelles, on peut citer :

- ◆ La gestion de l'incertitude dans l'évaluation des sites pour déchets radioactifs, présentée par James Baldwin dans [BAL94]. A ce titre, une base de données pour la modélisation du processus de sélection des sites est proposée.
- ◆ Le traitement des matières nucléaires [TRA94].

I.2.9. Comptabilité des Matières Nucléaires

Le contrôle des matières nucléaires consiste généralement en deux points distincts :

- La protection contre les pertes.
- La confirmation de la non disparition des matières.

Pour cela, un système expert à base de la logique flou a été proposé par A. Zardecki [ZAR94].

I.2.10. Robotique

Les principes de conception d'un contrôleur expert flou appliqué à un robot mobile destiné pour la décontamination d'une installation nucléaire ont été proposés par V.G. Gradetsky [GRA94].

I.3. réseaux de neurones appliqués dans le domaine nucléaire

La sûreté et le diagnostic sont deux domaines où les réseaux de neurones sont principalement appliqués.

I.3.1. Sûreté

Parmi les travaux de recherche qui ont été réalisés dans le cadre de la sûreté, on peut citer le travail de F. De.Viron qui a présenté dans [VIR94] une étude dans le domaine de l'intelligence artificielle, en particulier les réseaux de neurones appliqués à la sûreté nucléaire.

L'objectif de ce travail de recherche est la conception d'un prototype de réseaux de neurones pour évaluer les incidents dans les centrales nucléaires. Ce système prédit les inci-

dents après la première alarme qui survient dans la salle de contrôle. Il donne le temps nécessaire pour que des mesures préventives soient prises par les opérateurs.

I.3.2 Diagnostic

La corrosion et la fissuration de l'acier inox sont des phénomènes défailants rencontrés dans les réacteurs nucléaires à eau bouillante (BWR). Une étude d'analyse de la sensibilité de ce matériau à la corrosion et à la fissuration basée sur les réseaux de neurones a été effectuée dans l'eau à haute température par Hilde M.G. Smets [SME94]. Il a utilisé la combinaison des effets de température, de concentration de chlore et de concentration d'oxygène pour identifier la corrosion.

I.4. Contrôleur Neuro-Flou appliqué à un réacteur de type PWR.

Parmi les travaux qui ont été réalisés ces dernières années dans ce thème on trouve le travail de Man Gyun Na [NA98]. Il a développé un algorithme de contrôle basé sur l'approche neuro-floue. Ce contrôleur a été appliqué pour évaluer la distribution axiale de la puissance dans le cœur d'un réacteur nucléaire de puissance de type (PWR). Les signaux d'entrée du système de contrôle neuro-flou sont composés de données relatives à chaque région du cœur. Les règles d'inférence consistent en une combinaison des entrées (le contrôleur est de type Sugéno-Takagi du premier ordre).

Les paramètres conséquents et les paramètres antécédents des règles floues sont mis à jour par la méthode de rétro-propagation.

Le modèle du réacteur utilisé pour les simulations numériques est un modèle à double points d'oscillation Xénon basé sur les équations d'équilibres non linéaires du Xénon et de l'Iode. L'équation de diffusion de neutrons utilisée est à une dimension et à un groupe de neutrons retardés avec une rétroaction de la puissance et de la réactivité non linéaire. Le cœur du réacteur est divisé axialement en deux régions, chacune a une entrée et une sortie et toutes les régions sont couplées entre elles.

L'interaction entre les régions du cœur du réacteur est traitée par le schéma de découplage.

La méthode de contrôle proposée montre que la puissance suit d'une manière très rapide la consigne axiale de type échelon et rampe tout en éliminant les oscillations résiduelles du flux entre la moitié inférieure et la moitié supérieure du cœur du réacteur.

I.5. Algorithmes génétiques appliqués dans le domaine nucléaire

Jorge Luiz C. Chapot a conçu un système basé sur les algorithmes génétiques couplés aux codes de calcul GENIS 5.0 et ANC à travers une interface ALGER destinée à l'optimisation de la gestion du combustible dans un réacteur nucléaire à eau pressurisé « PWR » [CHA99].

La codification innovatrice et le modèle liste (LM) ont été incorporés dans le système.

Le modèle « liste » évite le chevauchement heuristique des opérateurs et il génère uniquement une configuration de chargement non répétitif du cœur du réacteur.

Le système conçu a été testé sur le modèle de Benchmark, les résultats obtenus sont très satisfaisants en terme de précision et temps de calcul.

Chapitre II

Chapitre II

*Concepts de Base
de la Logique Floue*

II.1. Introduction

Les démarches fondamentales de l'activité industrielle et économique telles que la conception des produits, le contrôle des systèmes complexes ou la prise de décisions posent des problèmes de complexité croissante, où, pour certains d'entre eux, c'est une difficulté majeure du fait que les informations fournies ne sont pas précises.

Face à cette difficulté, les approches numériques pourtant bien développées (mathématique de décision ou la théorie de la commande), ou symbolique (intelligence artificielle, notamment les systèmes à base de connaissances) se sont avérées d'une efficacité limitée ; Il en résulte un besoin d'outils informatiques avancés, de logiciels d'aide à la décision, de postes de supervision de procédés industriels dont la conception ne pouvait manquer de tirer parti de l'essor de la technologie de l'information et du développement des mathématiques de cognition.

Les scientifiques s'intéressaient depuis les années 30 à la formalisation des connaissances subjectives mais un pas décisif a été fait en 1965 avec le concept d'ensembles flous proposé par le professeur Lotfi Zadeh.

Cette approche proposée ne cherche pas à modéliser le système ; elle part du savoir d'un expert sur la façon de piloter le processus. Elle offre la possibilité d'introduire dans l'automatisation du processus des informations vagues et des connaissances empiriques.

Dans ce chapitre, nous allons étudier les fondements de cette technique en donnant des généralités sur la théorie de la logique floue et on présente en détail la méthodologie de conception d'un contrôleur basé sur les règles et les connaissances floues.

II.2. Historique

L'intérêt pour la formulation de l'incertitude remonte essentiellement au 17^{ième} siècle, avec les travaux entre autres de Pascal et Bernoulli, il y a aussi des travaux plus anciens abordant ce concept chez Aristote. Dans les années 20, le logicien polonais Jan LUCASIEWICZ a établi le principe de la logique multivalente, où les propositions peuvent être partiellement vraies dans une proportion qui varie entre le «zéro» et le «un» de la logique binaire [LOU97].

Dans un article paru en 1937, le physicien « allemand » de la mécanique quantique Max Planck appliqua la logique multivalente à des ensembles d'objets et dessina les premiers diagrammes d'ensembles flous qu'il nomma «vague»[ARA95].

Presque trente ans plus tard, en 1965, le professeur Lotfi Zadeh spécialiste d'automatique et de la théorie des systèmes à l'université de Berkely, à qui revient le mérite de faire la jonction entre la logique multivalente de LUCASIEWICZ et les travaux de Planck sur les concepts vagues, par l'introduction de la notion d'ensembles flous (fuzzy sets) et de la logique floue[ZAD65].

La logique floue, qui n'est qu'une extension de la logique classique, permet de traduire l'incertitude et l'imprécision du langage humain en termes mathématiques. Ainsi cette technique permet de formaliser et par la suite d'intégrer aux systèmes informatiques des prises de décisions et des connaissances approximatives d'un expert.

Dès le début des années 70, Zadeh et un peu plus tard d'autres pionniers de la logique floue ont développé l'idée d'un régulateur à base de règles floues comme un moyen de contrôle des processus mal modélisés ou dont la modélisation est trop coûteuse. La commande à base de la logique floue est ainsi née. Elle permet de définir une loi de commande numérique continue à partir de connaissances linguistiques vagues. La différence principale entre la commande floue et la commande classique est le fait que la première utilise des informations qualitatives alors que la seconde nécessite l'introduction de relations analytiques pour décrire le processus à contrôler. En 1974, la première implémentation d'un contrôleur floue a été réalisée grâce à l'équipe du professeur Ebrahim Mamdani sur une Machine à Vapeur [MAM75].

Malgré cet effort, l'impact économique de cette théorie et le nombre de ses applications sont restés relativement limités jusqu'à la fin des années 80 où le Japon commença à utiliser cette technologie dans divers domaines.

Les premières applications industrielles ont été effectuées dans ce pays en 1985. En 1989, une cinquantaine des plus grandes entreprises au Japon ont créé le laboratoire international de la logique floue (*LIFE laboratory for international fuzzy logic*), un centre de recherche ayant pour but d'intensifier la recherche sur les potentialités de la logique floue. En Europe et aux Etats Unis d'Amérique, la commande floue a été accueillie avec une grande réserve et même avec refus par les milieux scientifiques de l'Automatique. A l'exception de quelques essais au milieu des années 70, la commande floue n'a été l'objet de recherche sérieuse qu'à la fin des années 80. Aujourd'hui, l'activité de recherche fondamentale sur les ensembles flous et leurs applications industrielles s'est développée de façon considérable en Europe et aux Etats Unis.

Domaines d'applications

La commande floue a fait son entrée dans des processus industriels très variés. Parmi les applications les plus courantes on trouve :

- Production: Aide à la décision, conduite d'usines, diagnostic, conduite de processus, contrôle de robots, exemples: automatisation du métro à Sendai en 1988, conduite de hauts fourneaux à Fos-sur mer et Dunkerque en 1990, d'une usine de fabrication de papier à To Caima au Portugal en 1992, du contrôle de niveau dans une usine de raffinage (ELF) en 1993.
- Gestion: Evaluation financière.
- Vente: Etude de marchés, gestion et choix de produits etc.
- Régulation de la circulation automobile.
- Energie (conduite de centrales nucléaires, gestion des barrages ..).
- Domaine médical.
- Métrologie.

II.3. Généralités sur la logique floue

II.3.1. Ensembles Flous

La logique floue et ses applications sont basées sur la notion d'ensembles flous. Dans la logique classique, un ensemble est caractérisé par les éléments qui lui appartiennent. Pour chaque élément il n'existe que deux états : l'élément appartient à l'ensemble ou il n'appartient pas. La logique floue par contre, permet une appartenance partielle d'un élément à un ensemble [EWE93].

Soit $\mu_A(x)$ la fonction qui définit le degré d'appartenance d'un élément x à l'ensemble flou A . L'ensemble A peut être représenté par l'ensemble de paires $(x, \mu_A(x))$:

$$A = \{(x, \mu_A(x)) \mid x \in X\} \quad (2.1)$$

La fonction $\mu_A(x)$ est appelée fonction d'appartenance et prend ses valeurs dans le segment $[0,1]$. La valeur $\mu_A(x)=1$ exprime l'appartenance totale de x à A , $\mu_A(x)=0$ signifie la non appartenance absolue de x à A . X est un référentiel qui représente l'ensemble de toutes valeurs possibles de x .

Les différentes formes de la fonction d'appartenance $\mu_A(x)$ sont représentées ci-après :

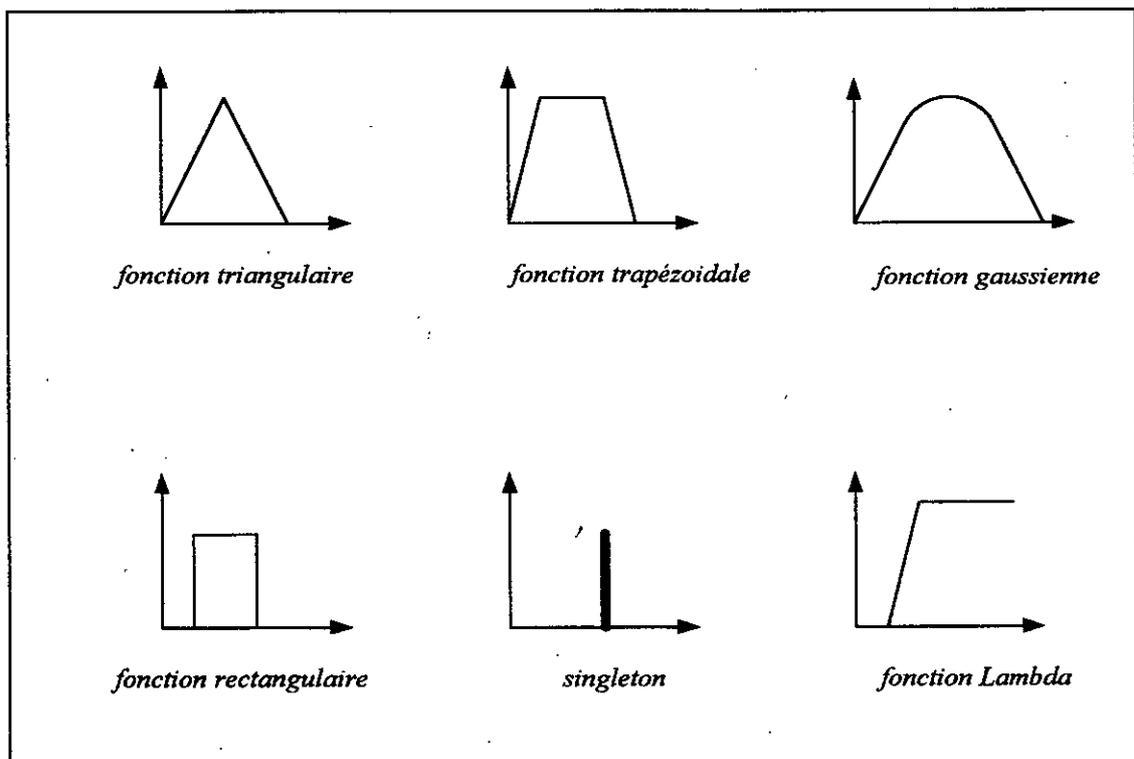


Figure II-1 Fonctions d'appartenance

II.3.2. Opérations sur les ensembles flous

Afin de manipuler des ensembles flous, il est nécessaire de définir certaines opérations élémentaires. Il s'agira de l'intersection ($A \cap B$), de l'union ($A \cup B$) ainsi que du complémentaire d'un ensemble $\neg A$ (Non A). D'après les définitions proposées par Zadeh (et qui sont les plus souvent utilisées), on utilise l'opération algébrique Min pour l'intersection et l'opération algébrique Max pour l'union. La figure II-2 illustre les Algorithmes d'implémentation des opérations algébriques[IEC97].

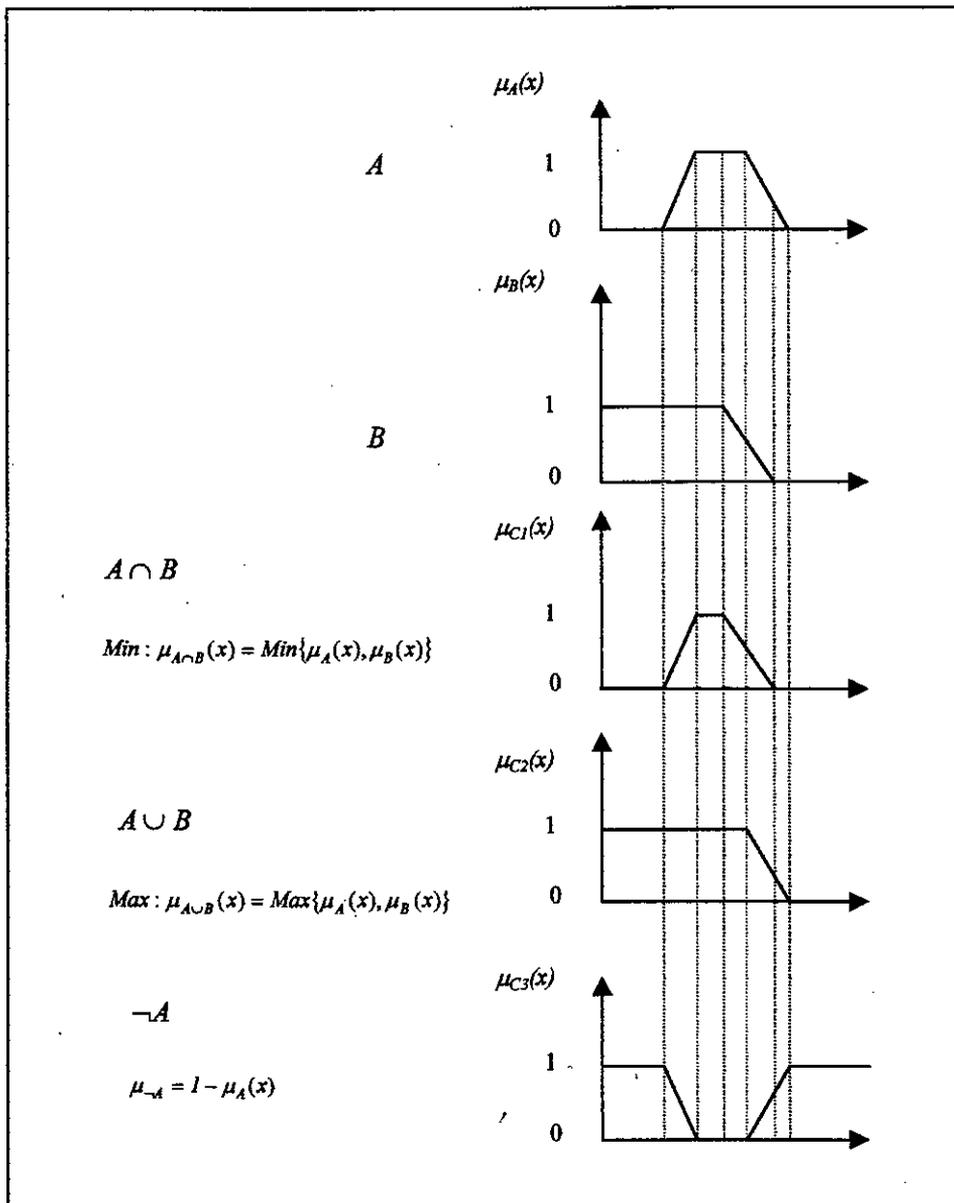


Figure II-2 Algorithmes d'implémentation des opérations algébriques

D'autres méthodes d'opérations peuvent être utilisées pour réaliser les opérateurs ET et OU telles que les opérations arithmétiques et les opérations floues[BÜL94] dont les algorithmes d'implémentation sont donnés par les figures II-3 et II-4).

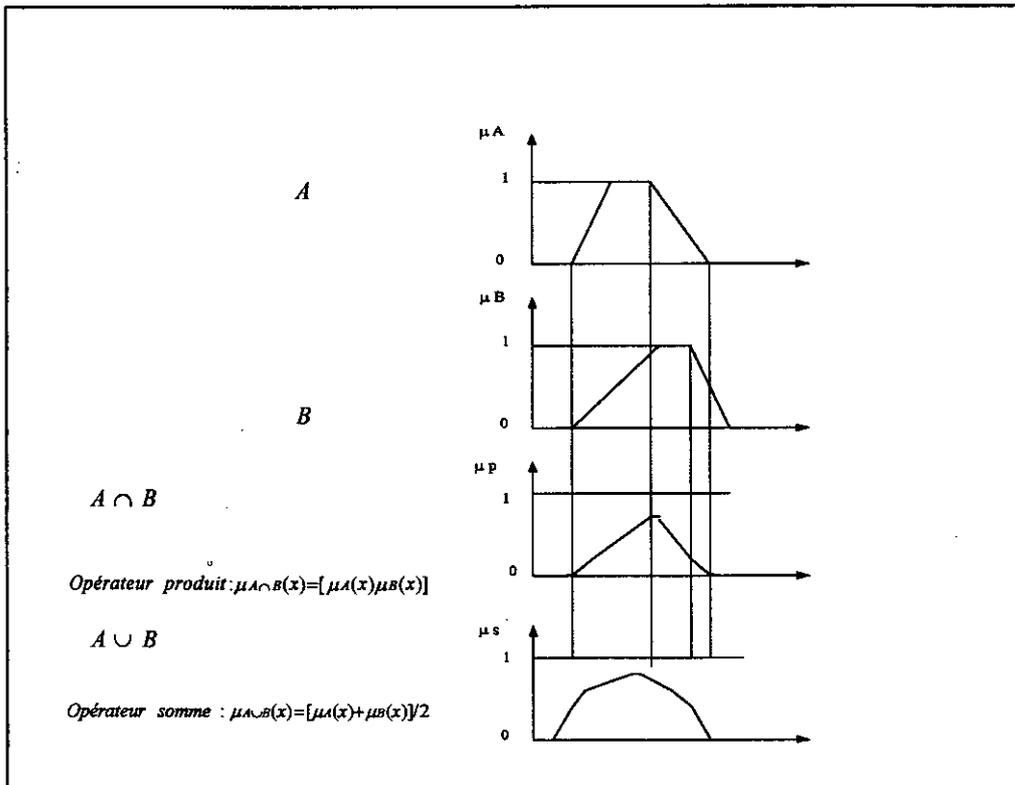


Figure II-3 Algorithmes d'implémentation des opérateurs arithmétiques

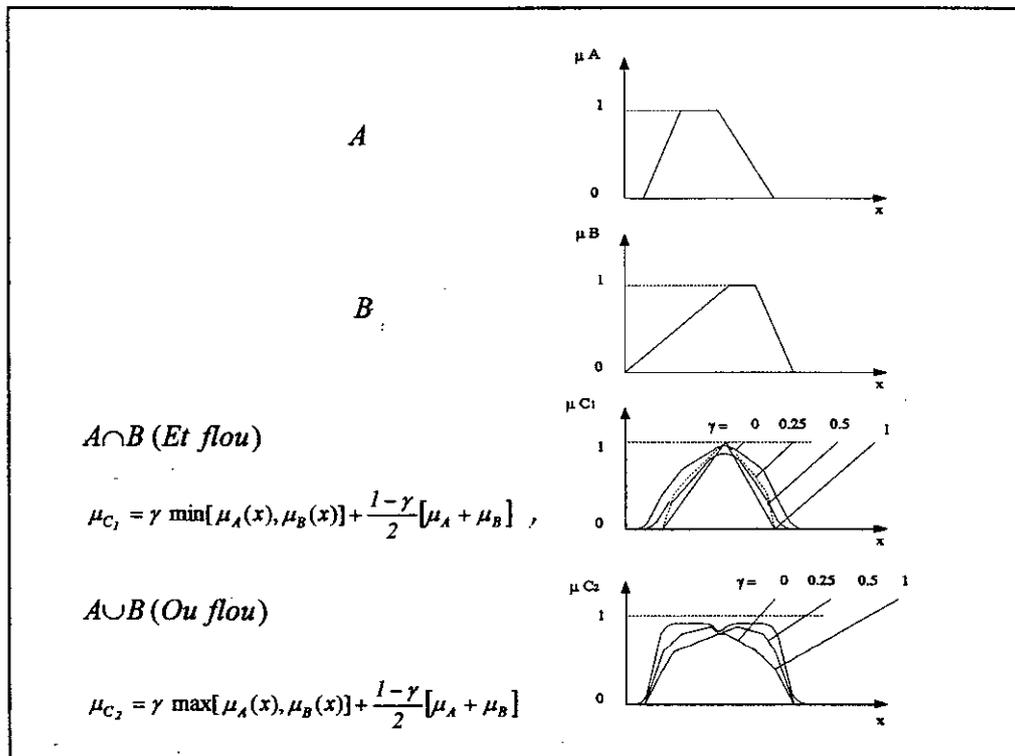


Figure II-4 Algorithmes d'implémentation des opérateurs (Et) et (Ou) flous

II.3.3. Différentes facettes d'incertitudes

En logique floue, on parle toujours de diverses sortes d'incertitudes, telles que :

- Incertitude stochastique (vraisemblance ou hasard), s'applique à l'apparition d'un événement.
- Incertitude formelle qui résulte du manque d'informations concernant une situation.
- Incertitude linguistique (floue), représente une propriété intrinsèque d'un processus qui résulte de l'imprécision du langage qui décrit des catégories subjectives dans lesquelles la signification dépend du contexte utilisé. Donc par ce type, on qualifie l'interprétation d'un état [SCH95] [ZAD94] [NAT97].

On rencontre ces formes d'incertitudes, par exemple, dans l'interprétation d'un météorologue.

- Le flou caractérise la désignation des types de temps.
- Le hasard fait qu'un type de temps se présente.

II.3.4. Variables linguistiques et ensembles flous

Un des avantages de la logique floue est de permettre à la fois la représentation de l'imprécision sous forme d'ensembles flous et la quantification de l'incertitude par des nombres flous.

Un nombre flou F , dans un univers de discours U est un ensemble flou F (dans U) normal et convexe.

$$\max_{u \in U} \mu_F(u) = 1 \quad (\text{normal}) \quad (2.2)$$

$$\mu_F(\lambda u_1 + (1-\lambda)u_2) \geq \min(\mu_F(u_1), \mu_F(u_2)), u_1, u_2 \in U, \lambda \in [0, 1] \quad (\text{convexe}) \quad (2.3)$$

Autrement, si on a dans U :

$$u_1 \leq u_2 \leq u_3, \text{ alors } \mu_F(u_1) \geq \min(\mu_F(u_2), \mu_F(u_3)) \quad (2.4)$$

Une variable linguistique est décrite d'une manière qualitative, en utilisant une expression impliquant les termes linguistiques et d'une manière quantitative en utilisant les fonctions d'appartenance [YEN95]. Elle est généralement caractérisée par 5-uples $[x, T(x), U, G, M]$ [FAG94] dans lesquelles :

- x est le nom de la variable,
- $T(x)$ est l'ensemble des termes linguistiques de x , c'est à dire l'ensemble des noms des valeurs linguistiques de x , chacune étant un nombre flou défini sur U .
- G est une règle syntaxique qui associe à la génération des noms des valeurs x .
- M est une règle sémantique qui associe à chaque valeur son sens.

Par exemple, si la **Température** du modérateur dans un réacteur nucléaire est interprétée comme une variable linguistique, alors son ensemble de termes $T(\text{Température})$ peut être :

$$T(\text{Température}) = \{\text{basse, Normale, haute}\}$$

où chaque terme est caractérisé par un ensemble flou dans un univers de discours $U=[0, 80]$ par exemple, « Basse » est une température inférieure ou égale à 10°C, « Normale » est une température d'environ 25°C et « haute » est une température supérieure ou égale à 50°C. Ces termes peuvent être caractérisés comme des ensembles flous dont les fonctions d'appartenance sont illustrées sur la figure [II-5].

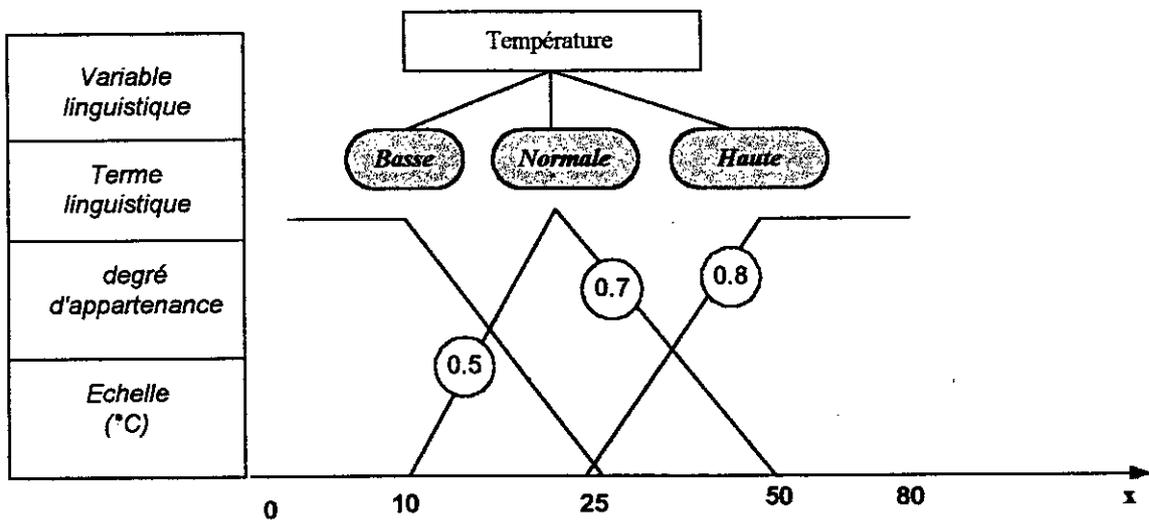


Figure II-5 Représentation de la variable linguistique « Température »

II.3.5. Modificateurs « Hedge » flous

Les modificateurs flous sont utilisés pour modifier le sens d'un terme flou. Par exemple, le modificateur linguistique flou « très » peut être utilisé pour changer la signification du terme « grand » au terme « très grand » [JAG95]. Donc les modificateurs flous permettent de décrire de nouveaux ensembles flous dérivés des ensembles flous initiaux et de nouvelles fonctions d'appartenance tirées des fonctions d'appartenance initiales [REM86].

Dans un système de raisonnement, il existe différentes classes de modificateurs où chaque classe est représentée par un constructeur de type linguistique. Ces modificateurs jouent le même rôle que les adjectifs et les adverbes dans une phrase (en français ou en anglais).

La table II.1 contient une collection représentative de modificateurs flous avec leur signification [ZAD94] :

Table II.1 Collection représentative de modificateurs flous avec leur signification

Modificateur	Signification
Autour, environ, près, approximativement	Un scalaire Approximatif
Au-dessus, plus de	Une région floue limitée
Presque, positivement	Intensification d'un contraste
Au-dessous, moins de	Limitation d'une région floue
Généralement	Diffusion d'un contraste
Au voisinage, proche	Approximation étroite
Plus ou moins	Dilution d'une région
Très, extrême	Compression d'une région floue

On peut donner quelques détails sur les modificateurs les plus utilisés qui sont :

☞ La compression d'une région floue est une opération qui rend plus raides les limites de l'ensemble flou en prenant le carré du degré d'appartenance (figure II-6). Elle est associée au terme linguistique **très**. On peut ainsi définir à partir de l'ensemble des hautes températures un ensemble de températures très hautes.

$$\mu_{Com(A)}(x) = \mu_A^2(x) \tag{2.5}$$

☞ La dilution est une opération qui adoucit la pente des limites (figure II-6) en les rendant plus floues. Elle est liée aux termes linguistiques **plus ou moins**. Elle consiste à prendre la racine carrée du degré d'appartenance.

$$\mu_{Dil(A)}(x) = \mu_A^{1/2}(x) \tag{2.6}$$

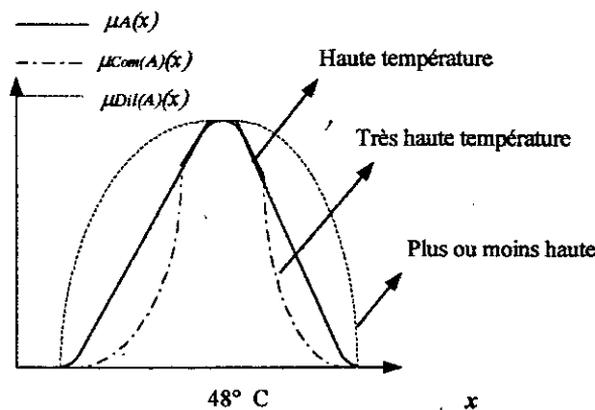


Figure II-6 Opération de compression et de dilution

☞ L'intensification et la diffusion du contraste est une opération qui consiste à traiter le degré d'appartenance en fonction de sa valeur. Par exemple :

- Pour l'intensification du contraste (figure II-7), on utilise les équations (2-7) et (2-8)[ZAD94].

$$\text{Si } \mu_{(A)}(x) \geq 0.5 \text{ Alors } \mu_{\text{intensification}(A)}(x) = 2 \cdot (\mu_a^2(x)) \quad (2.7)$$

Sinon

$$\mu_{\text{intensification}(A)}(x) = 1 - 2 \cdot (1 - \mu_a^2(x)) \quad (2.8)$$

- Pour la diffusion du contraste (figure II-8), on utilise les équations (2-9) et (2-10) [ZAD94] :

$$\text{Si } \mu_{(A)}(x) \geq 0.5 \text{ Alors } \mu_{\text{diffusion}(A)}(x) = 0.5 \cdot (\mu_a^{0.5}(x)) \quad (2.9)$$

Sinon

$$\mu_{\text{diffusion}(A)}(x) = 1 - 0.5 \cdot (1 - \mu_a^{0.5}(x)) \quad (2.10)$$

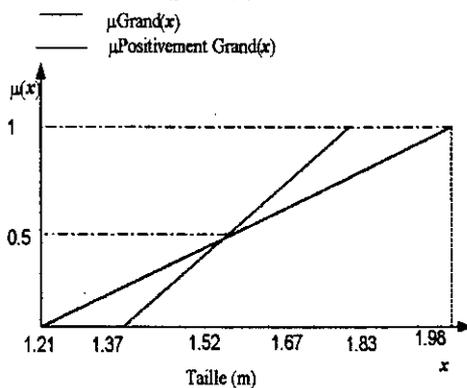


Figure II-7 Opération d'intensification (Positivement)

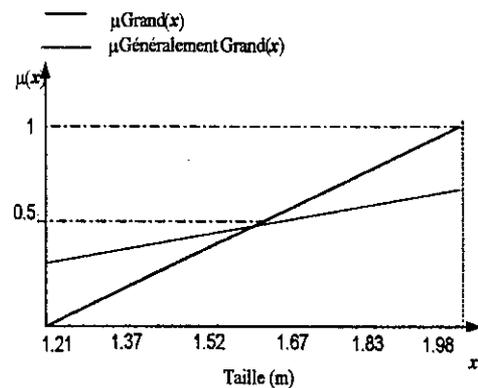


Figure II-8 Opération de diffusion (Généralement)

II.3.6. Raisonnement approché et logique floue

Le contrôle à base de règles linguistiques utilise des commandes conditionnelles de la forme « Si x est A Alors y est B ».

Etant donné le fait « x est A », on cherche à en déduire la valeur de y soumise à la règle précédente. Cette procédure est appelée le processus de raisonnement.

En logique floue et en raisonnement approximatif, il y a deux importantes règles d'inférences ou d'implications floues proposées par Zadeh en 1973 nommées le "Modus Ponens Généralisé" (MPG) et le "Modus Tollens Généralisé" (MTG).

Prémisse 1	x est A'	}	(MPG)
Prémisse 2	x est A, Alors y est B		
Conclusion	y est B'		

Prémisse 1	y est B'	}	(MTG)
Prémisse 2	x est A, Alors y est B		
Conclusion	x est A'		

L'implication floue est basée sur la règle compositionnelle d'inférence pour le raisonnement approximatif proposé par Zadeh. Ici, on a introduit les ensembles flous A, A', B, B' par des variables linguistiques x, y au lieu des ensembles ordinaires de la logique traditionnelle. Le « MPG » qui se réduit au « Modus Ponens » quand $A=A'$ et $B=B'$ est utilisé dans le raisonnement par chaînage avant (déduction successive de faits) et est particulièrement utile dans la commande floue. Quant au « MTG » qui est utilisé en chaînage inférentiel arrière (vérification d'hypothèse), trouve son domaine d'application dans les systèmes experts et spécialement ceux du diagnostic médical[LOU97].

Règle compositionnelle d'inférence "Supstar":

Si R est une relation floue dans $U \times V$ et X est l'ensemble flou dans U , alors « la règle compositionnelle d'inférence "Supstar" stipule que l'ensemble flou Y dans V induit par X est donné par $Y = X \circ R$ où $X \circ R$ est la composition "Supstar". Si l'opérateur "Star" représente l'opérateur minimum, alors cette définition se réduit à la règle compositionnelle d'inférence de Zadeh.

II.4. Contrôleur flou

L'objectif de la commande floue consiste à piloter un processus en utilisant les connaissances et l'expérience d'un opérateur humain qualifié « d'expert ». Ces connaissances d'expert sont schématisées à l'aide d'un ensemble de règles de conduite basées sur un vocabulaire symbolique.

D'une manière générale, un contrôleur flou est composé de plusieurs blocs où chaque bloc a une fonction bien spécifique. Sa structure est représentée sur la figure II-9.

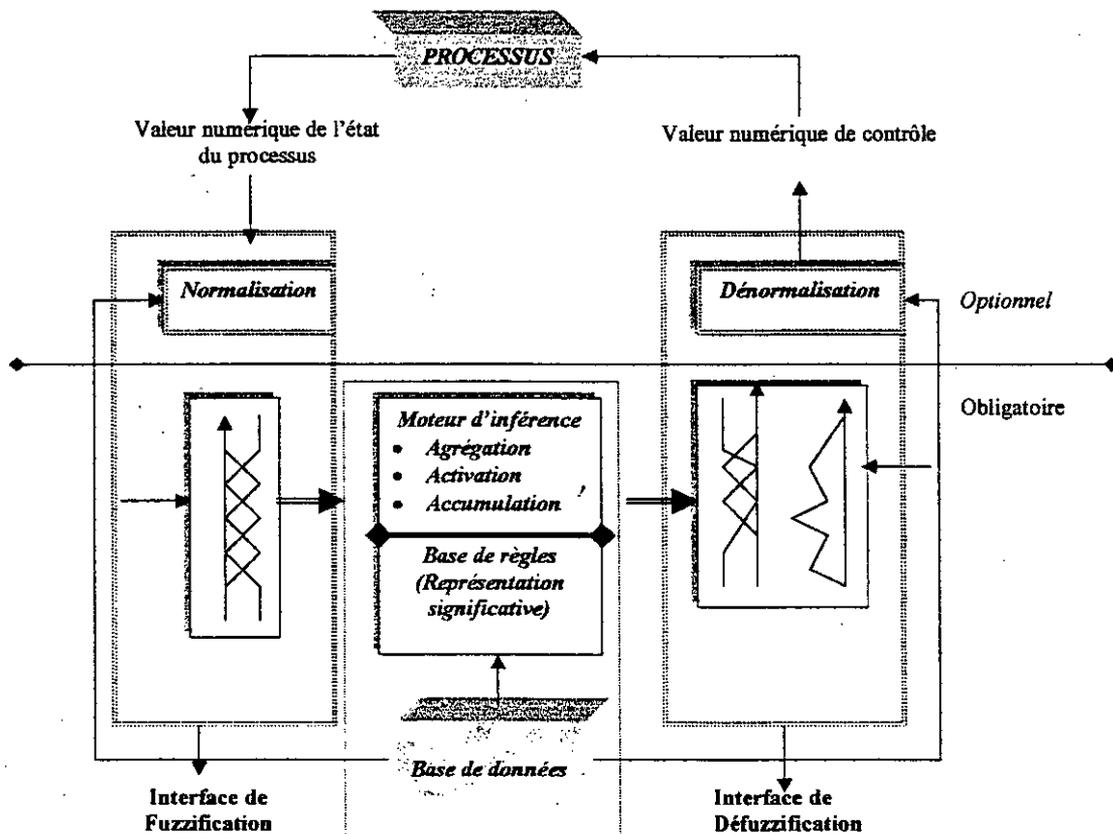


Figure II-9 structure d'un contrôleur flou (à base de connaissances)

Ce schéma est constitué par les parties suivantes :

- Interface de fuzzification à l'entrée.
- Base de données.
- Base de règles.
- Moteur d'inférence.
- Interface de défuzzification à la sortie.

II.4.1. Interfaces de fuzzification

En général, un processus industriel comporte des capteurs ou des dispositifs qui fournissent les valeurs exactes des variables surveillées. L'étape de fuzzification est fondée sur la théorie des sous-ensembles flous. Elle consiste à définir les fonctions d'appartenance pour les différentes variables, en particulier les variables d'entrées. On réalise ainsi le passage des grandeurs physiques (déterministes) en variables linguistiques (variables floues) qui peuvent alors être traitées par les inférences.

Il est aussi la sortie du contrôleur exprimée en logique floue après l'inférence doit être défuzzifier pour son usage ultérieur.

II.4.2. Base de données

Les concepts associés à la base de données sont utilisés pour caractériser les règles de contrôle flou et la manipulation des données dans un contrôleur flou. Ces concepts sont subjectivement définis et basés sur l'expérience et le jugement d'un expert en engineering. Donc, la fonction principale d'une base de données dans un contrôleur flou est de fournir toutes les informations nécessaires pour le fonctionnement propre du module de la fuzzification, de la base de règles et le module de défuzzification. Ces informations incluent :

- les ensembles flous (fonction d'appartenance) représentant la signification des valeurs linguistiques des variables d'état d'un processus et des variables de contrôle.
- Univers de discours physique et les facteurs de normalisation/dénormalisation.

Si l'univers est continu, la discrétisation est nécessaire pour la quantification d'une telle information. Donc la base de données contient les informations concernant :

- Le choix des fonctions d'appartenance
- Le choix des facteurs d'échelle (dans le cas de la normalisation de l'univers de discours).

Le choix correct de ces paramètres joue un rôle essentiel dans la réussite d'une application.

II.4.3. Moteur d'inférence

Le moteur d'inférence est un mécanisme de raisonnement et de prise de décisions. Les règles d'inférences (définies par expertise) permettent de déterminer les variables de commande du processus en fonction des variables mesurées exprimées en termes linguistiques.

L'inférence consiste en trois fonctions : agrégation, activation et accumulation (figure II-10) [IEC97].

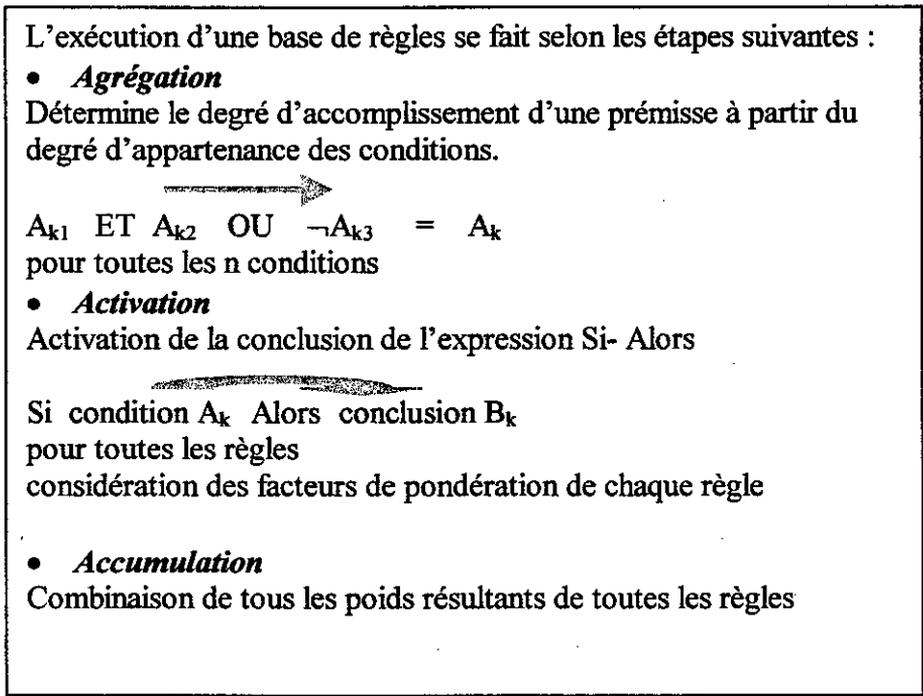


Figure II-10 Elements d'inférence

A. Agrégation

Si la prémisse consiste en une seule condition, le degré d'accomplissement de la condition correspond à la prémisse. Par conséquent, si la prémisse consiste en une combinaison de plusieurs conditions, le degré d'accomplissement peut être déterminé par l'agrégation des valeurs particulières. S'il y'a une combinaison de plusieurs conditions de type «ET», le degré d'accomplissement est calculé par l'opérateur « ET » de la logique floue (figure II-11).

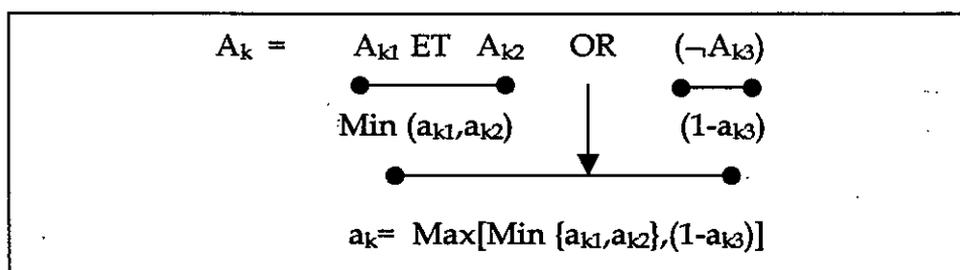


Figure II-11 Principes d'agrégation

B. Activation

En conséquence, les conclusions sont relatives aux variables de sortie. Le degré d'appartenance de la conclusion est donc déterminé sur la base du degré d'accomplissement de la prémisse obtenue par l'agrégation. En général, le Minimum ou le Produit est utilisé pour l'activation. Si la base de règles contient des règles avec des facteurs de pondération w_k où $w_k \in [0,1]$, celle-ci peut être implémentée par la multiplication $a_k^* = w_k * a_k$ (figure II-12).

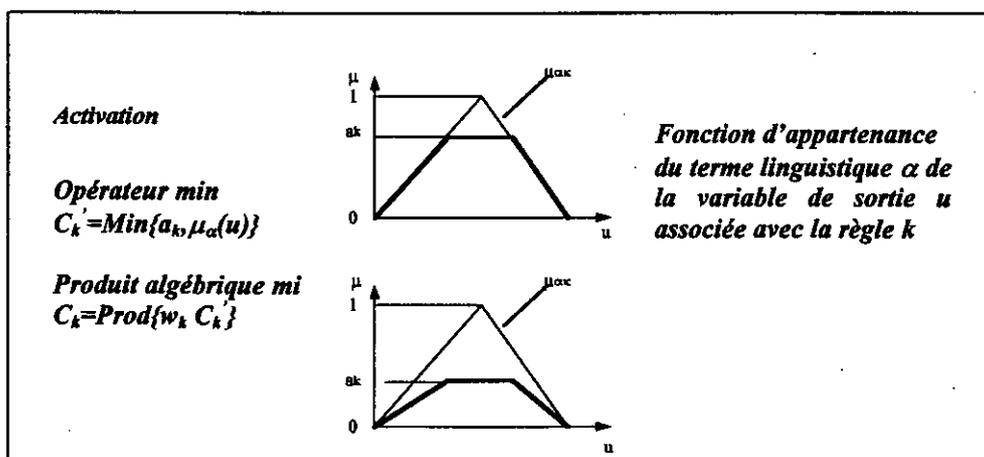


Figure II-12 Principes d'activation

C. Accumulation

Les résultats des règles sont combinés de façon à obtenir un résultat global. L'algorithme du maximum est le plus souvent utilisé pour l'accumulation.

La table II-2 montre les opérateurs les plus utilisés dans les étapes d'inférence individuelle

Table II-2 Etapes d'inférence et algorithmes les plus utilisés

Etape d'Inférence	Opérateurs	Algorithmes
Agrégation		
Pour ET	Minimum	$a_k = \text{Min}\{a_{k1}, a_{k2}\}$
Pour OU	Maximum	$a_k = \text{Max}\{a_{k1}, a_{k2}\}$
Activation		
Conversion de la conclusion	de If-Then	
	Minimum	$C_k = \text{Min}\{a_k, \mu_\alpha(u)\}$
Facteur de pondération de chaque	Règle	
	Multiplication	$C_k = \text{Prod}\{w_k, C_k\} = w_k \times C_k$
Accumulation	Maximum	$\mu_{accu}(u) = \text{MAX}\{C_i(u)\}$

Selon la combinaison des opérateurs, plusieurs stratégies d'inférence peuvent être obtenues. Les plus connues sont l'inférence Max-Min et l'inférence Max-Prod qui utilisent le maximum pour l'accumulation, le minimum ou le produit algébrique pour l'activation.

Dans le cas de l'inférence Max-Min, les fonctions d'appartenance des conclusions sont limitées au degré d'accomplissement de la condition, ensuite elles sont combinées pour créer un ensemble flou en formant le maximum. Par contre, dans l'inférence Max-Prod les fonctions d'appartenance des conclusions sont pondérées c'est à dire multipliées par un facteur exprimant le degré d'accomplissement de la condition pour être combinées par la suite.

Les principes d'accumulation sont donnés par la figure II-13.

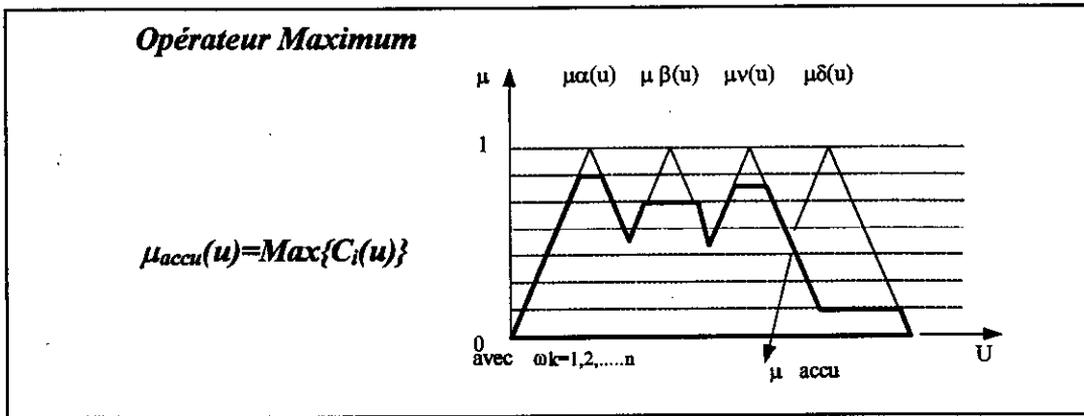


Figure II-13 principes d'accumulation

II.4.4. Base de règles

Un système flou est caractérisé par un ensemble de déclarations linguistiques basées sur des connaissances d'expert. Cette connaissance est habituellement sous la forme de règles « Si –Alors » qui sont faciles à implémenter par des expressions conditionnelles floues. La collection floue forme la base de règles d'un contrôleur.

Il existe plusieurs manières pour la rédaction des règles et de tirer des conclusions, parmi celles-ci, nous distinguerons trois groupes principaux [SCH95] :

- La déduction : une conclusion particulière est tirée d'une connaissance générale. Les mathématiques en sont un exemple. La déduction consiste à tirer logiquement la particulière du général.
- L'induction : un principe général est tiré d'un certain nombre d'affirmations. Induire signifie étendre ou conclure.
- L'analogie consiste à déduire des faits ou des cas reconnaissant la vérité d'une proposition.

Généralement, la méthode la plus courante est la méthode d'inductions pour l'élaboration des règles et ce à partir des connaissances des experts et de leurs conseils.

L'exécution des règles fait appel à la déduction.

La méthode basée sur l'analogie est utilisée dans certains cas tels que la reconnaissance des formes dans les systèmes experts.

II.4.5. Propriétés des règles floues

Les propriétés importantes d'une base de règles sont :

- ❖ La complétude
- ❖ La consistance
- ❖ La continuité
- ❖ L'interaction.

Pour clarifier la notion de ces quatre propriétés, on traite l'exemple donné par la figure II-14. Cet exemple est représenté par une table de 25 règles dont la variable d'entrée et la variable de sortie sont exprimées par 5 termes linguistiques. Les propriétés de cette table sont :

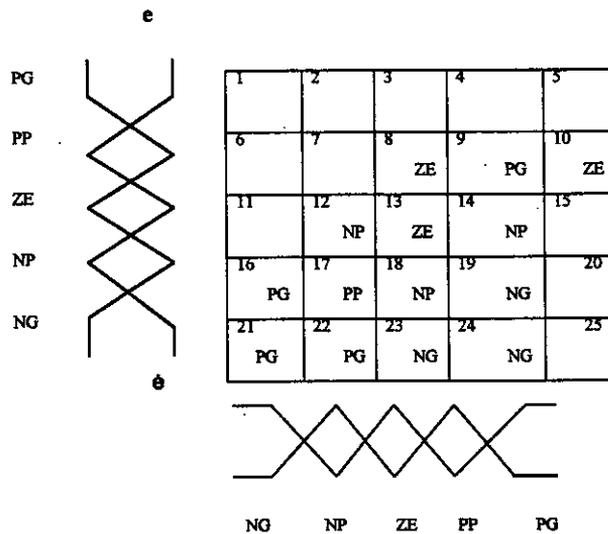


Figure II- 14 Base de règles de 25 cellules pour deux variables linguistiques d'entrées (e, e')

A. Complétude d'un ensemble de règles

Un ensemble de règles de type Si- Alors est complet si toute combinaison des valeurs d'entrées (e, e') résulte une valeur de sortie appropriée. Ceci signifie que [DRI94]:

$$\forall e, e' : \sup_{u \in X} \mu_A(u) > 0 \tag{2.11}$$

Avec

A : ensemble flou de la variable de sortie.

La base de règles donnée par la figure II-14 est incomplète parce que onze cellules sont vides.

B. Consistance d'un ensemble de règles

Un ensemble de règles de type Si- Alors est consistant s'il ne contient pas de contradiction.

Un ensemble de règles de type Si- Alors est inconsistant si deux règles avec les mêmes prémisses ont des conséquences différentes. Ceci est illustré par un exemple très connu dans le contrôle des robots où la variable d'entrée est «un obstacle devant ».

Si l'obstacle est devant Alors tourne à gauche.

Si l'obstacle est devant Alors tourne à droite.

Il est évidemment important d'éviter que ces cas se produisent.

C. Continuité d'un ensemble de règles

On peut définir la notion de règles adjacentes comme suit :

Deux règles sont adjacentes si leurs cellules sont adjacentes. Dans l'exemple de la figure II-14, la règle 17 (Si e est NP et e' est NP Alors u est PP) est adjacente aux règles 12,16,18, 22.

Un ensemble de règles est continu s'il ne contient pas de règles adjacentes où l'intersection des ensembles flous de sortie est nulle.

L'exemple donné par la figure II-14 montre la discontinuité de la base de règles. La règle 23 (NG) est adjacente à la règle 22 (PG), il est clair que l'intersection entre les ensembles flous (NG, PG) est un ensemble vide.

D. Interaction d'un ensemble de règles

En supposant qu'une collection de règles de contrôle flou a la forme suivante :

$$R_i : \text{si } x \text{ est } A_i \text{ alors } z \text{ est } C_i, i=1, 2, \dots, n$$

Si une entrée x est A_i , on s'attendrait à ce que l'action de contrôle z soit C_i . En fait, l'action de contrôle z peut être un sous-ensemble ou un ensemble tout entier de C_i , dépendant de la définition de l'implication floue et de la composition « Sup-Star ».

Ceci peut se produire comme conséquence de l'interaction entre les règles. Le problème d'interaction est complexe et non encore bien compris. Les recherches effectuées indiquent que l'interactivité des règles peut être contrôlée par le choix de l'implication floue et de la composition « Sup-Star ». La consistance des règles peut être améliorée à travers l'utilisation du concept de noyau de règles de contrôle flou. Dans cet ordre d'idée, il est à noter que l'algorithme de raisonnement et d'identification de Sugéno apporte une solution alternative à ces problèmes [LOU 97].

II.4.6. Stratégies de défuzzification

La majorité des méthodes d'inférence fournissent une fonction d'appartenance résultante $\mu_{Res}(x_s)$ pour la variable de sortie x_s qui est une valeur floue. Etant donné que l'organe de commande nécessite un signal de commande u , il faut prévoir une transformation de cette information floue en une information déterminée. Cette transformation est appelée défuzzification.

Plusieurs stratégies de défuzzification existent [PED93][DRI94][ZAD94][SCH95][IEC97][NAT97]. Les plus utilisées sont :

- Méthode du centre de gravité
- Méthode du centre de la surface
- Méthode de moyenne des maximums

A. Méthode du centre de gravité

Cette méthode est la plus utilisée dans les contrôleurs flous. Elle génère le centre de gravité (CoG) de l'espace flou délimité par la distribution de la fonction d'appartenance résultante.

L'abscisse du (CoG) représente l'action de commande U qui est donnée par :

$$U = \frac{\int_{\text{Min}}^{\text{Max}} u \cdot \mu(u^*) du}{\int_{\text{Min}}^{\text{Max}} \mu(u^*) du} \quad (2.12)$$

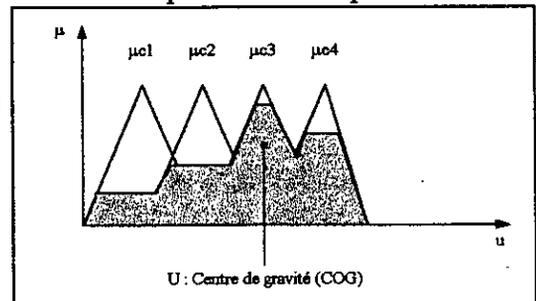


Figure II-15a Défuzzification par la méthode du centre de gravité

Dans le cas où les fonctions d'appartenance du signal de sortie sont des **singletons**, le signal de commande est déterminé par le calcul du centre de gravité qui est donné par :

$$U(t_k) = \frac{\sum_{i=1}^n [u_i^* a_i(t_k)]}{\sum_{i=1}^n [a_i(t_k)]} \tag{2.13}$$

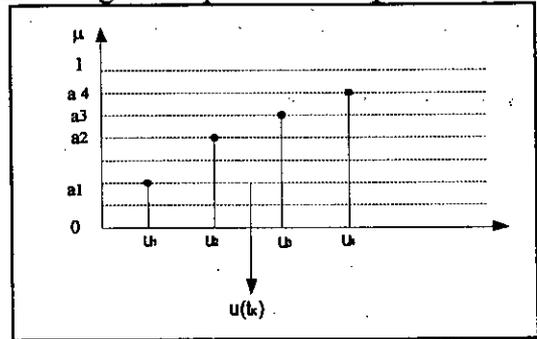


Figure II-15b Défuzzification par la Méthode du centre de gravité (la variable de sortie est de type singleton)

B. Méthode du centre de la surface (aire).

Pour la méthode du centre de la surface, la valeur numérique de la commande est donnée par la relation suivante :

$$CoA = \frac{\int_{Min}^x u \mu(u) du}{\int_{Min}^x \mu(u) du} \tag{2.14}$$

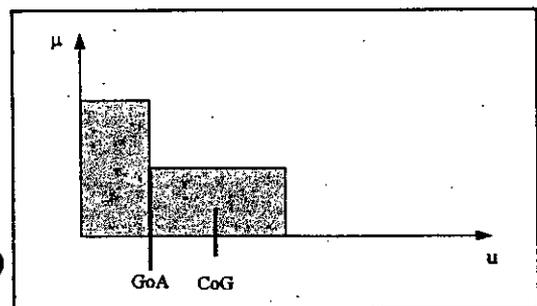


Figure II-15c Défuzzification par la Méthode du centre d'aire (CoA)

C. Méthode de la moyenne des maximums.

Cette stratégie génère une commande qui représente la valeur moyenne de toutes les actions de contrôle local correspondant aux points ayant des fonctions d'appartenance maximales. Plus spécialement, dans le cas d'un univers de discours discret, l'action de commande peut être exprimée par :

$$u_0 = \sum_{i=1}^l \frac{w_i}{l} \tag{2.15}$$

où w_i est la valeur de la commande locale pour laquelle la fonction d'appartenance atteint la valeur maximale $\mu_i(w_i)$ et l est le nombre total des valeurs prises par la fonction d'appartenance.

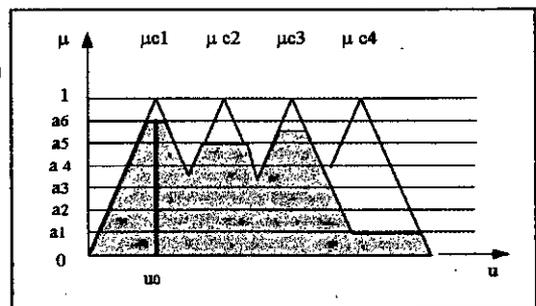


Figure II-15d Défuzzification par la Méthode de Moyenne des maximums (MOM).

II.4.7. Caractéristiques d'un contrôleur flou

Un contrôleur flou possède des caractéristiques bien définies entre les variables d'entrée et les variables de sortie, grâce aux règles précises de la fuzzification, de l'inférence et de la défuzzification.

Les nombreuses possibilités de choix des fonctions d'appartenance et des règles d'inférence conduisent évidemment à une grande diversité, ce qui facilite et complique en même temps la conception d'un contrôleur flou.

Dans cette section, on présente les caractéristiques d'un contrôleur flou en mettant en évidence l'influence :

- Des différentes formes pour les fonctions d'appartenance
- Des différentes règles d'inférence
- De la méthode de défuzzification.

Ceci nous permettra de déterminer certaines directives de conception.

En premier lieu, on s'est limité à un contrôleur flou à une seule entrée.

1) La figure (II-16) montre les caractéristiques de transfert d'un contrôleur avec trois termes linguistiques pour la variable d'entrée x et la variable de sortie y . Le chevauchement entre ces termes linguistiques est partiel. La base de règles se compose de trois règles. La méthode utilisée pour la défuzzification est la méthode du centre de gravité.

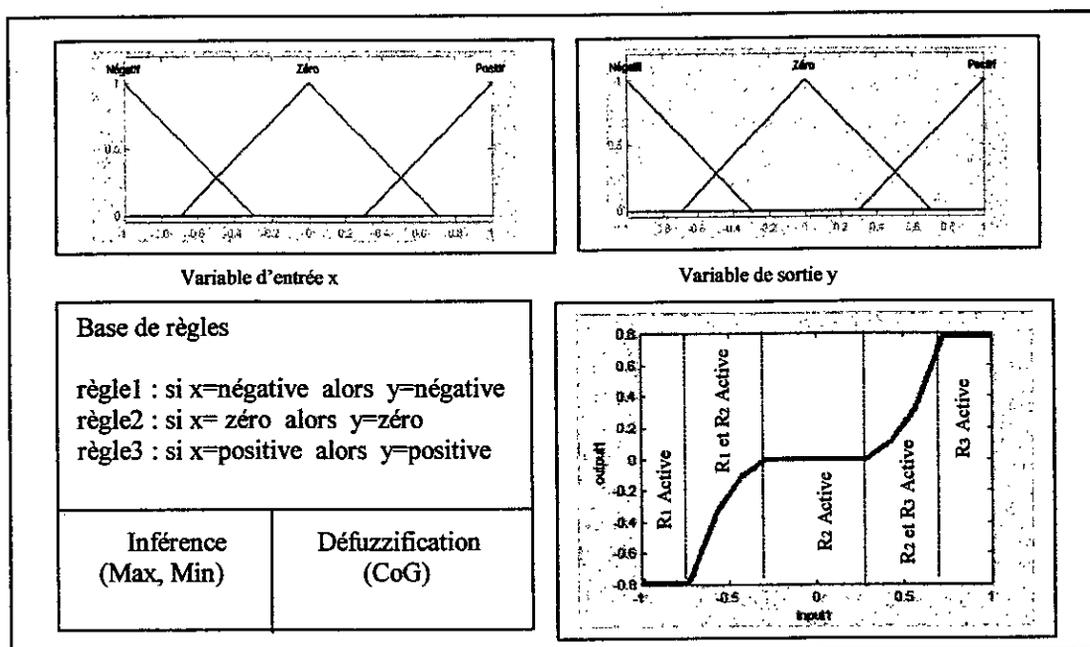


Figure II-16 Caractéristiques d'un contrôleur flou avec recouvrement partiel entre les termes linguistiques de la variable d'entrée

Avec les paramètres de conception cités précédemment, nous avons abouti à un comportement non linéaire du contrôleur. Une seule règle est validée hors de la région de recouvrement et la valeur de sortie est constante. Dans la gamme de recouvrement des termes d'antécédent, nous avons deux règles qui sont validées simultanément et la valeur de sortie est déterminée à partir de différents termes de la conclusion pondérée avec le degré d'accomplissement de différentes règles actives.

2) La figure II-17 montre la caractéristique de transfert d'un contrôleur flou pour un chevauchement entier entre les termes linguistiques de la variable d'entrée. La distribution des termes de la variable de sortie et la base de règles restent les mêmes que précédemment (exemple donné par la figure II-16).

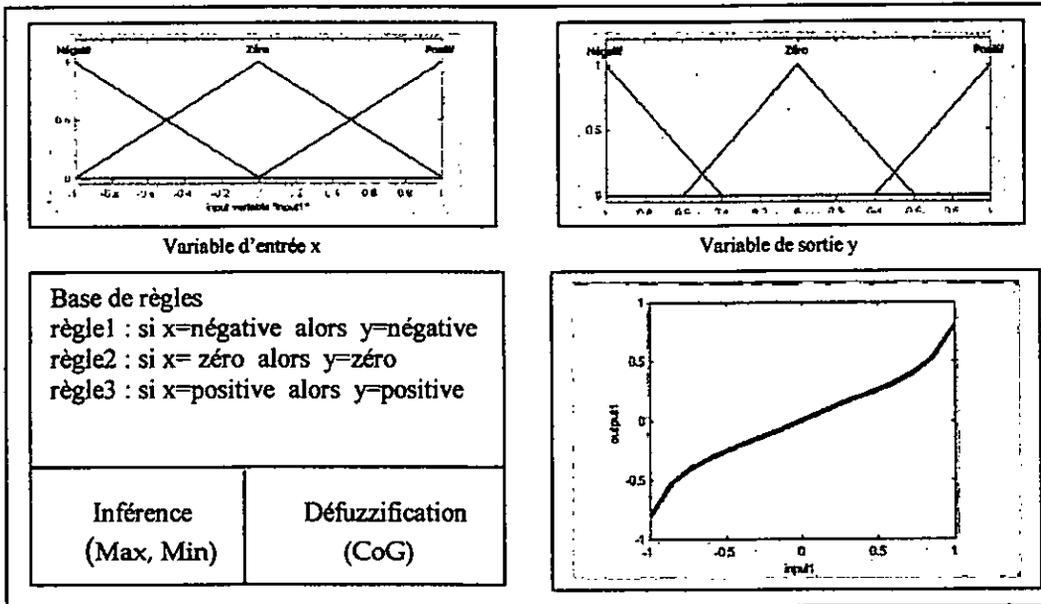


Figure II-17 Caractéristiques d'un contrôleur flou avec recouvrement entier entre les termes linguistiques de la variable d'entrée

Vu que le recouvrement entre les termes de l'antécédent est total, nous avons deux règles qui sont actives sur tout l'univers de discours.

3) La figure II-18 montre les caractéristiques d'un contrôleur flou où les termes de la variable d'entrée ne chevauchent pas.

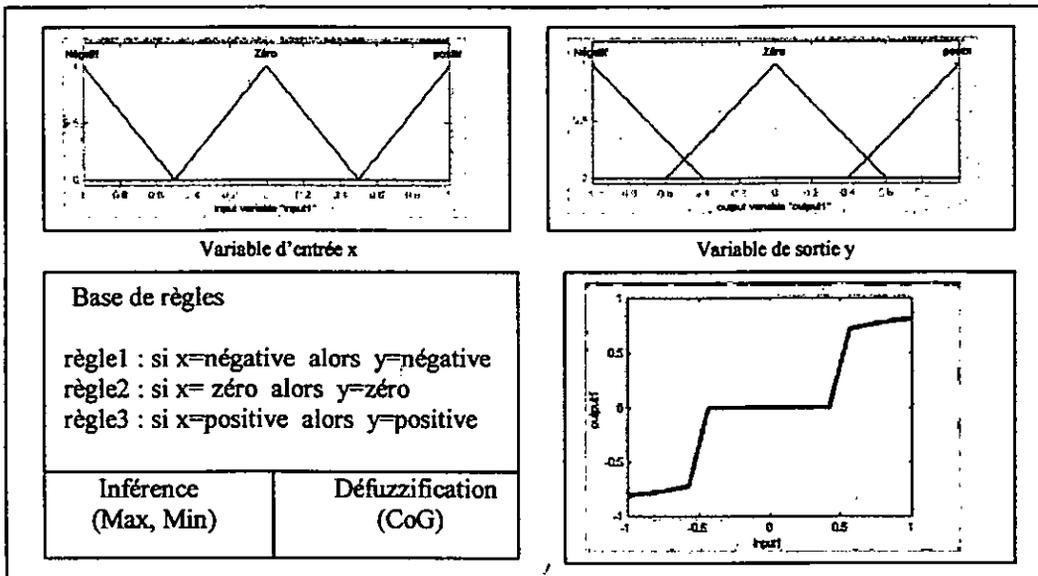


Figure II-18 Caractéristiques d'un contrôleur flou sans recouvrement entre les termes linguistiques de la variable d'entrée

Dans ce cas, une seule règle est active pour chaque terme de la variable d'entrée et la valeur de la variable de sortie est constante, ce qui conduit à une caractéristique en échelon. Ce cas est à éviter.

4) La figure II-19 montre qu'il y a des régions non définies entre les fonctions d'appartenance pour la variable d'entrée.

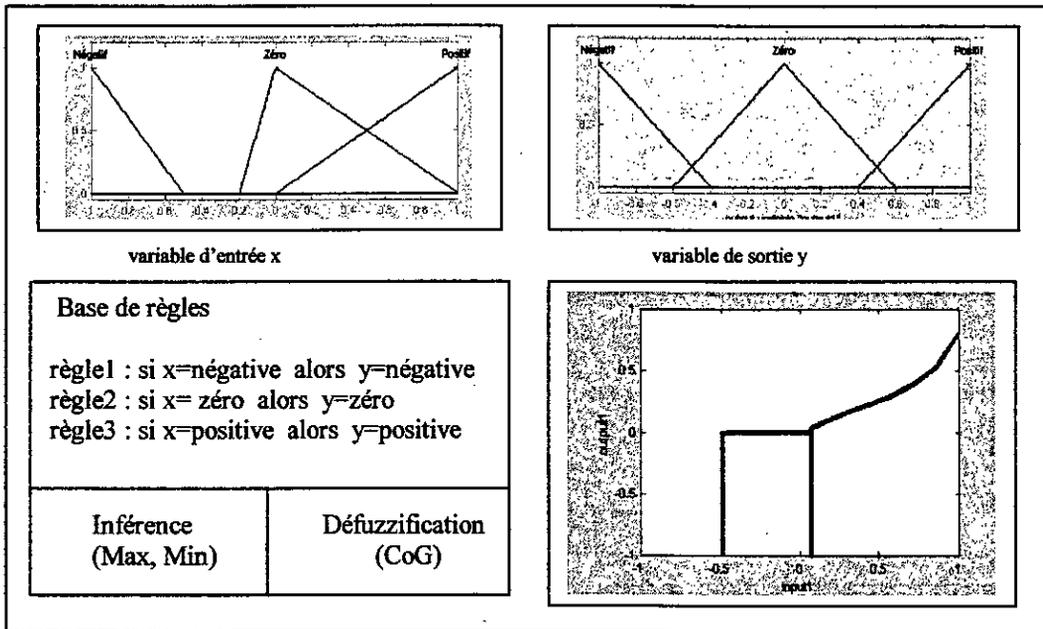


Figure II-19 Caractéristiques d'un contrôleur flou (intervalle de terme d'entré indéfinie) cas d'incomplétude

Dans ce cas, la caractéristique de transfert pour ce type de contrôleur présente une forte discontinuité (Hystérésis).

5) La figure II-20 montre la caractéristique d'un contrôleur flou dans le cas d'une distribution équidistante et un recouvrement entier pour la variable d'entrée, la variable de sortie étant de type singleton. Dans ce cas la caractéristique de transfert est linéaire.

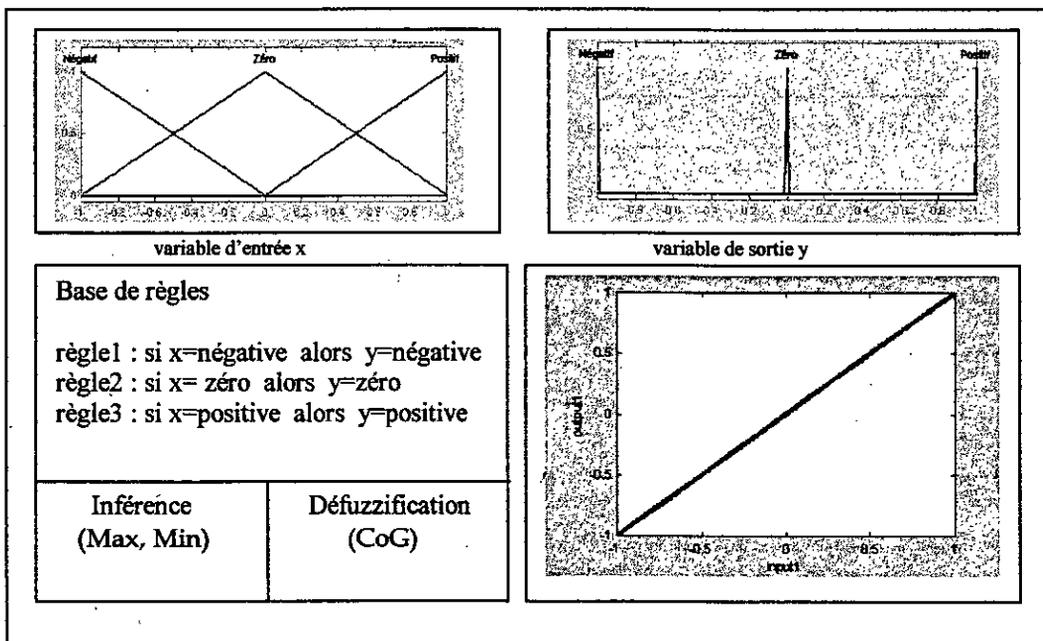


Figure II-20 Caractéristiques d'un contrôleur flou avec un recouvrement entier entre les termes linguistiques de la variable d'entrée et la sortie de type singleton

6) Dans le cas où les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée présentent un chevauchement trop important avec une distribution équidistante (figure II-21), les fonctions

d'appartenance de la variable de sortie sont de type singleton, La caractéristique du contrôleur relative à ce cas est non linéaire.

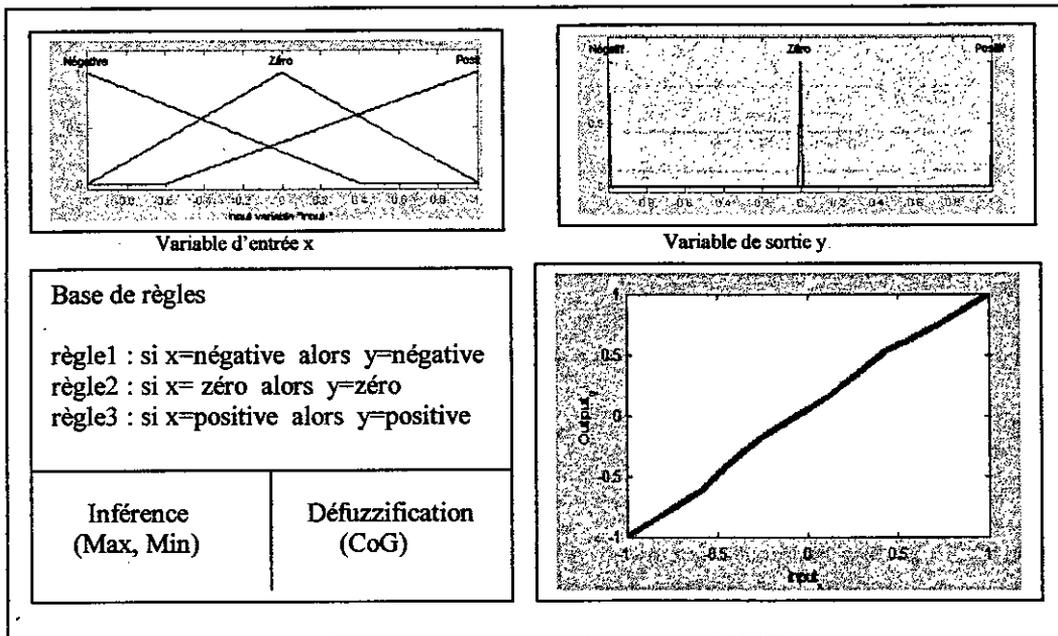


Figure II-21 Caractéristiques d'un contrôleur flou avec un recouvrement trop important entre les termes linguistiques de la variable d'entrée et la sortie est de type singleton

7) Dans le cas où les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée et de la variable de sortie ont une distribution équidistante avec un recouvrement entier (figure II-22), nous obtenons une caractéristique en échelon, ceci s'explique par le fait que la méthode de défuzzification utilisée est la moyenne des maximums.

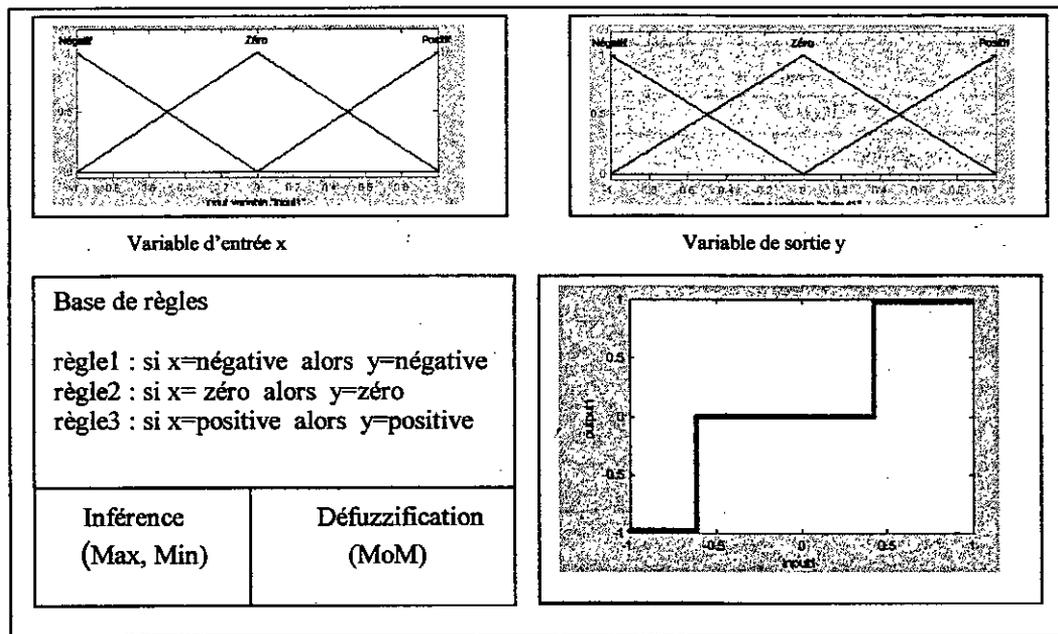


Figure II-22 Caractéristiques d'un contrôleur flou avec la méthode de défuzzification moyenne des maximums (recouvrement entier entre les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée et de la variable de sortie)

8) La figure II-23 montre l'influence importante de la base de règles sur les caractéristiques du contrôleur.

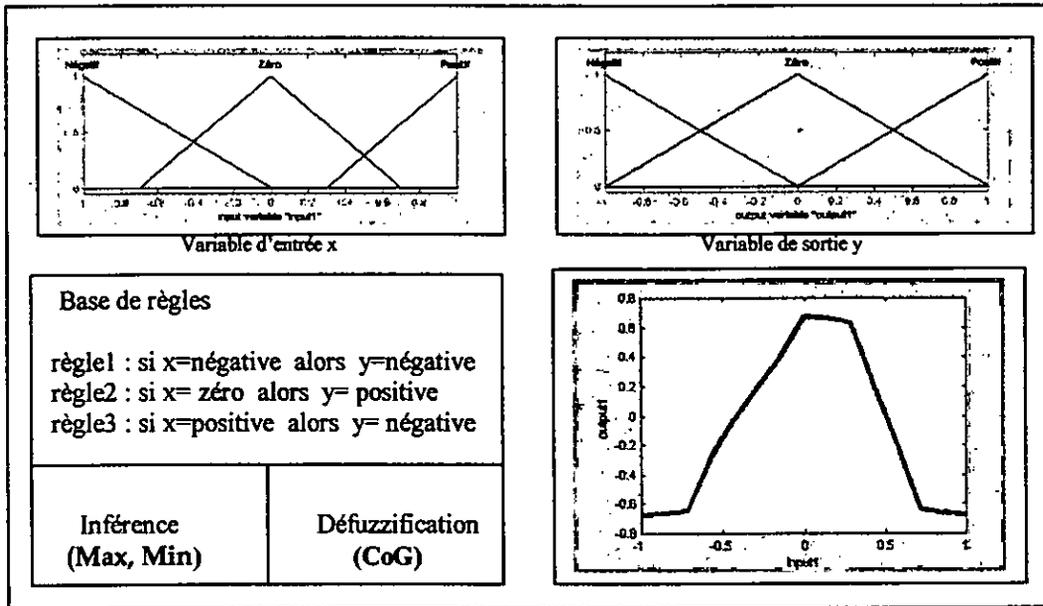


Figure II-23 Caractéristiques d'un contrôleur flou avec un recouvrement partiel entre les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée

9) La figure II-24 montre que dans le cas où on augmente le nombre de termes linguistiques en entrée et en sortie en utilisant la configuration illustrée sur la figure, nous obtenons une caractéristique du contrôleur flou formée par quatre sections linéaires.

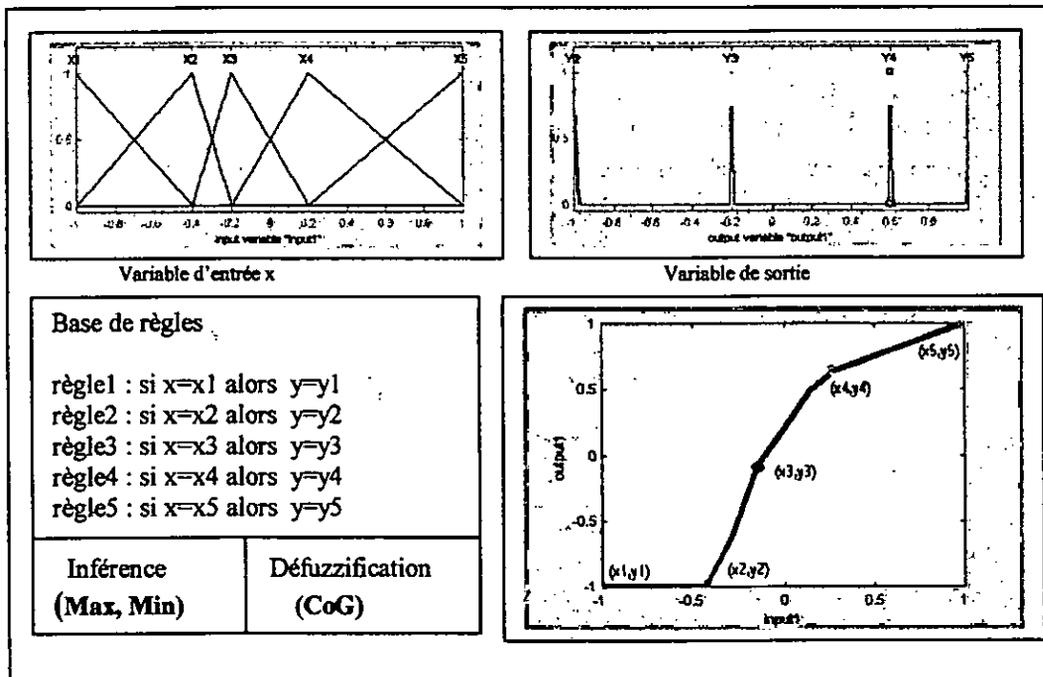


Figure 2-24 Caractéristiques d'un contrôleur flou avec 5 termes linguistiques et un recouvrement entier entre les fonctions d'appartenance de la variable d'entrée et les fonctions d'appartenance de la variable de sortie

On considère maintenant un contrôleur à plusieurs (2) entrées et une sortie.

1)- La figure II-25 illustre les caractéristiques de transfert pour un contrôleur flou à deux entrées dont les fonctions d'appartenance présentent un recouvrement total et sont équidistantes.

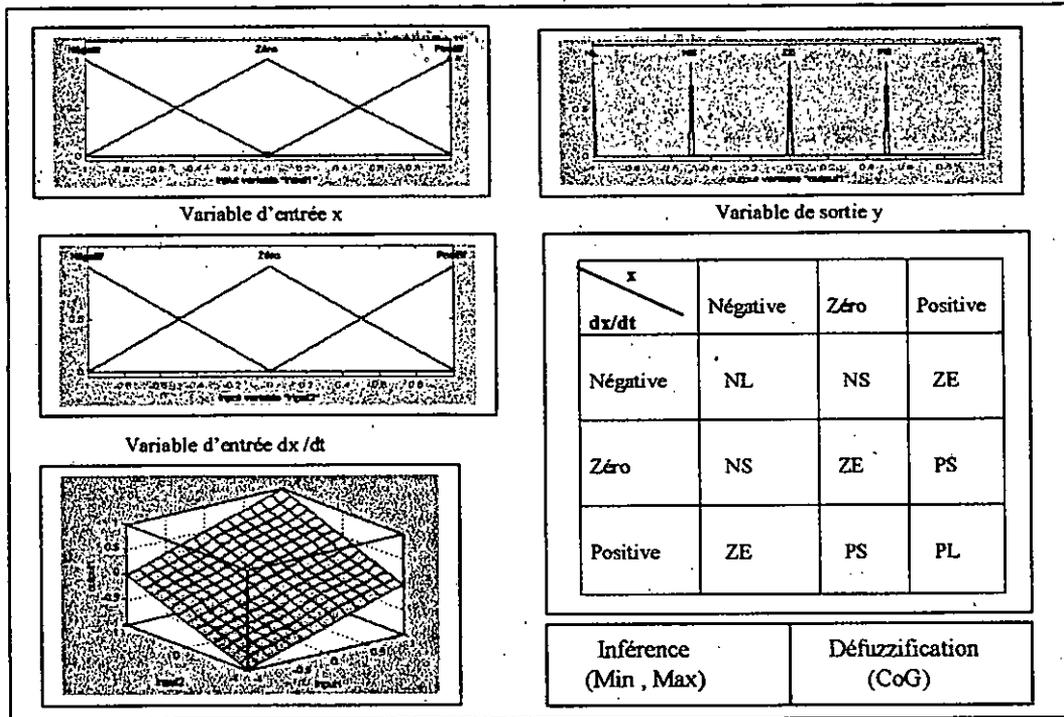


Figure 2-25 Caractéristiques d'un contrôleur flou à deux variables d'entrée avec un recouvrement total entre les fonctions d'appartenance.

Dans ce cas, la caractéristique de transfert n'est pas tout à fait linéaire malgré le recouvrement total des termes linguistiques des variables d'entrée.

2) La figure II-26 illustre les caractéristiques de transfert pour un contrôleur flou à deux entrées dont les fonctions d'appartenance présentent un recouvrement partiel et sont équidistantes.

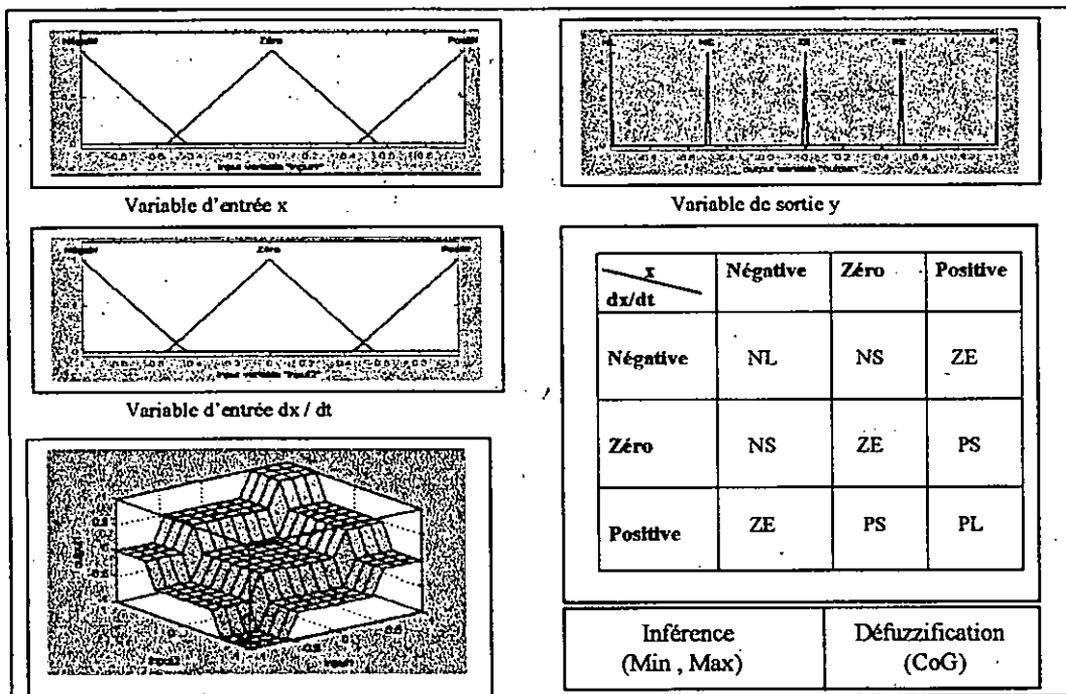


Figure 2-26 Caractéristiques d'un contrôleur flou à deux variables d'entrée et avec un recouvrement partiel entre les fonctions d'appartenance des variables d'entrée

Dans le cas où les fonctions d'appartenance des variables d'entrée présentent un léger chevauchement, la caractéristique de ce type de contrôleur est en échelons.

II.4.8. Contrôleurs élémentaires

Parmi les contrôleurs les plus connus, on distingue : le contrôleur de Mamdani et le contrôleur de Takagi- Sugeno.

II.4.8.1. Contrôleur de MAMDANI [EWE93]

Le contrôleur de type Mamdani est un contrôleur qui utilise des règles prémisses et conclusions symboliques [BÜL93]. L'inférence des règles est évaluée à partir de l'opérateur du Minimum.

Soit le contrôleur flou de type Mamdani dont les entrées sont des mesures numériques ($e_i, i=1,m$) et dont la sortie est une grandeur numérique (noté U).

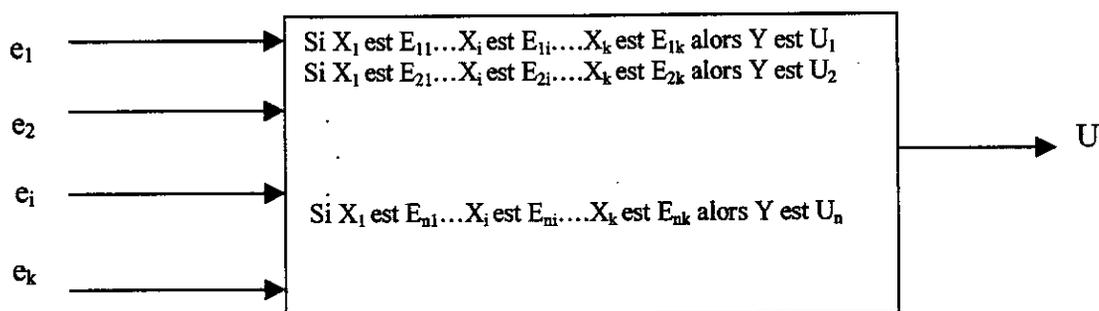


Figure II-27 Schéma de base d'un contrôleur de type Mamdani

La base de règles dont les attributs E_{ji} et U_j (figure II-24) sont des valeurs qualitatives et leurs noms sont donnés par un ensemble flou. Le fonctionnement des contrôleurs de type de Mamdani repose ainsi sur le processus de calcul suivant :

a- Fuzzification

La fuzzification est réalisée en déterminant dans chaque règle "j" ($j=1, n$) le degré d'appartenance de chaque mesure e_i ($i=1, m$) à l'ensemble flou E_{ji} . En utilisant l'abréviation a_{ji} . Pour le degré d'appartenance on obtient :

$$a_{ji} = \mu_{E_{ji}}(e_i) \quad (2-16)$$

b- Inférence

L'inférence de règles est évaluée en utilisant l'opérateur minimum. Le « ET » est traduit dans chaque prémisses de règles de façon à se retrouver dans le cas d'une simple impli-

cation logique "A \Rightarrow B". La méthode de Mamdani utilise l'opérateur minimum, ce qui nous permet d'écrire :

$$\mu_{U_j}(u) = \text{Min}[\mu_{U_j}(u), a_j] \quad (2.17)$$

avec :

$$a_j = \text{Min}(a_{j1}, \dots, a_{ji}, \dots, a_{jk}) \quad (2.18)$$

où les a_{ji} sont donnés par la relation (2.16). L'équation (2.17) permet ainsi de calculer pour chaque règle « j » la fonction d'appartenance de commande $\mu_{U_j}(u)$ en fonction des valeurs d'entrées X_i .

Afin d'obtenir la fonction d'appartenance de la commande, on considère que les règles sont liées par l'expression logique « OU ». La méthode de Mamdani utilise pour le « OU » l'opérateur du maximum. Ce qui donne :

$$\mu_U(u) = \text{Max}[\mu_{U_1}(u), \dots, \mu_{U_j}(u), \dots, \mu_{U_n}(u)] \quad (2.19)$$

C. Défuzzification

La valeur numérique à appliquer au processus est obtenue par la méthode du centre de gravité. Cette méthode permet d'évaluer la valeur numérique de la commande « U » (équation 2-12).

II.4.8.2. Contrôleur de TAKAGI-SUGENO

Le contrôleur de type Sugeno repose sur des règles dont les conclusions sont des valeurs numériques. Les prémisses des règles utilisent des valeurs symboliques, l'étape de la fuzzification est donc identique à celle du contrôleur de type Mamdani. L'inférence de règles et la défuzzification sont évaluées dans une seule étape [EWE93]. La sortie engendrée par les entrées numériques e_i ($i=1, k$) est obtenue par l'équation suivante :

$$U = \frac{\sum_{j=1, n} \left[U_j \prod_{i=1, k} a_{ji} \right]}{\sum_{j=1, n} \left[\prod_{i=1, k} a_{ji} \right]} \quad (2.20)$$

où les a_{ji} sont donnés par l'équation 2.16

Chapitre III

Chapitre III

*Modélisation avec Validation
Expérimentale du Réacteur
Nucléaire*

III.1.Introduction

En général, l'instrumentation dans les réacteurs nucléaires assure l'interface entre l'opérateur et le réacteur [IAE97](figure III-1).

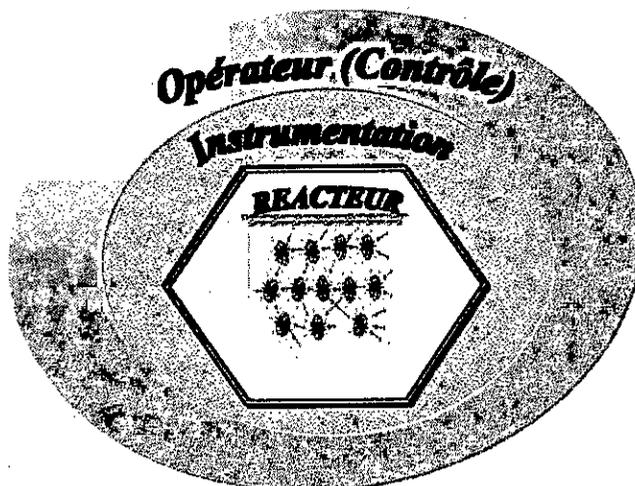


Figure III-1 Disposition de l'instrumentation d'un réacteur nucléaire

Elle permet la réalisation des fonctions suivantes :

- Connaissance à l'aide de mesures appropriées des paramètres caractérisant le régime de fonctionnement du réacteur. L'opérateur pourra ainsi à partir de l'observation et analyse de ces mesures, procéder aux interventions adéquates.
- Elaboration des signaux logiques en cas de dépassement de seuils préfixés. Suivant les niveaux de seuils de déclenchements correspondants, les signaux logiques obtenus sont susceptibles de provoquer des actions de sécurité telles que :
 - Alarme.
 - Inhibition de déplacement des barres.
 - Introduction automatique des barres.
 - Arrêt d'urgence ou « SCRAM ».
 - Evacuation.
- Agissement sur les organes de commande, soit manuellement, soit automatiquement afin de modifier les conditions de fonctionnement.

Les informations sont rassemblées sur des tableaux, pupitres et ordinateurs.

Vu le nombre important de paramètres à prendre en charge par cette instrumentation, elle est souvent considérée comme étant le système nerveux de l'installation dont le centre est la salle de contrôle, car c'est de cette dernière que partent les décisions et c'est là où parviennent les informations permettant de prendre ces décisions .

Pour les réacteurs nucléaires de recherche, afin de répondre aux exigences du point de vue fiabilité, sécurité et disponibilité, les conditions suivantes doivent être assurées :

- Le démarrage et l'opération du réacteur doivent être réalisés avec sécurité.
- Assurer l'arrêt d'urgence du réacteur (SCRAM) ou la réduction de sa puissance face à d'éventuels événements anormaux qui pourraient se produire.

Pour cela, on doit tenir compte dans les critères de conception des conditions suivantes :

- Les paramètres physiques du réacteur pouvant avoir une grande incidence sur la sécurité sont mesurés et traités par des chaînes disposées en redondance triple et on utilise la logique 2/3 pour avoir un bon compromis sécurité disponibilité (éviter les arrêts intempestifs dus au bruit, surtout lors du démarrage).
- La chaîne de SCRAM doit pouvoir réaliser une action de sécurité fondamentale et décisive, à savoir l'arrêt rapide du réacteur en cas de situation anormale. C'est pour cette raison qu'elle comporte 2 logiques disposées selon la configuration 1/2.
- Contrairement à l'instrumentation nucléaire, l'instrumentation conventionnelle du réacteur utilise des niveaux d'amplitude élevés ce qui réduit les bruits.
- Les circuits logiques fonctionnent avec des circuits intégrés de la technologie CMOS afin d'augmenter l'immunité contre les bruits .
- Les relais utilisés dans les comparateurs de signaux sont excités à l'état normal, ce qui rend le mode de fonctionnement en panne sûre.
- Les signaux analogiques sont transmis au système d'aide à l'opération et au pupitre à travers des opto-coupleurs pour éviter des défaillances de mode commun.

Dans ce chapitre sont décrits les points suivants :

- ☞ La dynamique du réacteur nucléaire considéré.
- ☞ L'organisation générale de son instrumentation nucléaire et conventionnelle.
- ☞ Le contrôle du réacteur.
- ☞ La validation du modèle mathématique proposé.

III.2. Dynamique du réacteur nucléaire

Le réacteur est décrit par les équations cinétiques point avec six groupes de neutrons retardés [FUR68] [LEW78]. Dans ce cas, la densité neutronique et la concentration des précurseurs évoluent conformément aux équations :

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\theta} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i \quad (3.1)$$

$$\frac{dc_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\theta} n - \lambda_i c_i \quad i = 1, \dots, 6 \quad (3.2)$$

$$\rho(t) = \rho_b(t) + \alpha_m (T_m - T_{m=0}) + \alpha_u (T_u - T_{u0}) \quad (3.3)$$

où:

- c_i est la concentration du précurseur du groupe i .
- β_i est la fraction des neutrons retardés du groupe i .
- β est la fraction totale des neutrons retardés.
- λ_i est la constante de décroissance radioactive du groupe i (s^{-1}).
- θ est le temps de génération du neutron (s).
- $\rho(t)$ est la réactivité (pcm). $1 \text{ pcm (Un pour cent mille)} = 10^{-5}$
- $\rho_b(t)$ est la réactivité introduite par les barres de contrôle (pcm)
- α_m est le coefficient de la température du modérateur, négatif (pcm/°C)
- α_u est le coefficient de la température du combustible, négatif (pcm/°C)

Dans le cas simplifié où seulement un groupe de neutrons retardés est pris en considération, les équations (3.1) et (3.2) deviennent :

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\theta} n + \lambda c \quad (3.4)$$

$$\frac{dc}{dt} = \frac{\beta}{\theta} n - \lambda c \quad (3.5)$$

Avec $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ et $\lambda = \beta \sum_{i=1}^6 \frac{\lambda_i}{\beta_i}$

Les trois paramètres les plus importants qui caractérisent le comportement dynamique d'un réacteur nucléaire sont la réactivité ρ , le temps de génération du neutron θ et la fraction des neutrons retardés. Une variété de techniques expérimentales ont été développées pour mesurer ces paramètres. Bien que le système d'équations n'est pas linéaire, la fonction de transfert du réacteur peut être définie autour d'un point de fonctionnement correspondant au régime critique.

$$\rho \sim 0, n = n_0, c = c_0$$

$$\left(\frac{dn}{dt}\right) = 0, \left(\frac{dc}{dt}\right) = 0 \text{ à } t=0 \quad (3.6)$$

Si on ajoute une petite variation de réactivité sinusoïdale avec une amplitude égale à $\Delta\rho$, nous aurons:

$$\begin{aligned} n &= n_0 + \Delta n \\ c &= c_0 + \Delta c \\ \rho &= \Delta\rho \end{aligned} \quad (3.7)$$

La fonction de transfert du réacteur sera alors donnée par l'expression suivante :

$$\frac{\Delta n}{n_0 \Delta\rho} = \frac{1}{\theta} \frac{\rho + \lambda}{p(p + \lambda + \frac{\beta}{\theta})} \quad (3.8)$$

En général, $\frac{\beta}{\theta} \gg \lambda$.

Les courbes donnant l'évolution du gain et du déphasage en fonction de la fréquence sont représentées sur la figure III-5, pour $\theta = 0.5 \cdot 10^{-4}$ s, $\beta = 0.00821$, $\lambda = 0.09$ s⁻¹. Ces courbes montrent que le gain est très élevé aux basses fréquences, c'est à dire que le réacteur est instable dans cette région.

Le gain est sensiblement constant entre les fréquences $f_1 = \lambda/2\pi$ et $f_2 = \beta/\theta 2\pi$, d'autre part, f_2 étant inversement proportionnelle à θ , la longueur du plateau est fonction de $1/\theta$.

III.3. Comportement du réacteur compte tenu de l'effet de la température

Considérant maintenant le comportement dynamique du réacteur dans le cas particulier où on fait intervenir l'effet de la température.

Dans ce cas, le bloc diagramme de la boucle de contrôle du réacteur est donné par la figure III-2.

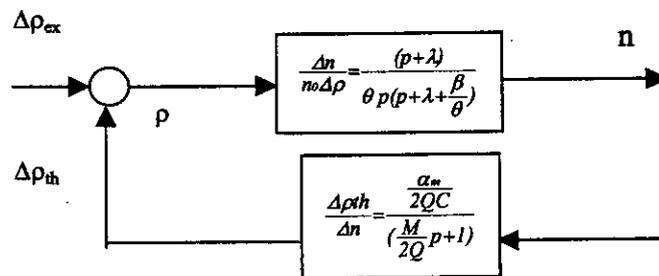


Figure III-2 Boucle de contrôle du réacteur

Dans le cas d'un réacteur nucléaire qui utilise de l'uranium enrichi pour combustible et de l'eau comme modérateur (figure III-3), nous pouvons utiliser les hypothèses suivantes:

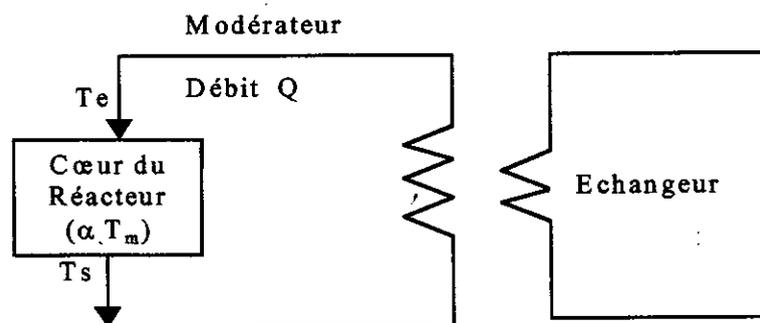


Figure III-3 Circuits de refroidissement du réacteur

- ◆ La température d'entrée est constante.
- ◆ Les variations de réactivité sont rapides par rapport au temps de circulation de l'eau.

- ◆ On ne tiendra compte que du coefficient de température α qui est négatif.

La température moyenne du modérateur est définie par:

$$T_m = \frac{T_e + T_s}{2} \quad (3.9)$$

T_e est la température d'entrée.

T_s est la température de sortie.

La puissance neutronique est définie par l'expression suivante :

$$n = QC(T_s - T_e) + MC \frac{dT_m}{dt} \quad (3.10)$$

Où:

Q est le débit de l'eau de refroidissement.

M est la masse d'eau contenue dans le cœur du réacteur.

C est la chaleur spécifique de l'eau.

A l'état stable, nous aurons: $\frac{dT}{dt} = 0$

$$n_o = QC(T_{so} - T_e) \quad (3.31)$$

$$T_{mo} = \frac{T_{so} + T_e}{2}; \quad (3.42)$$

S'il y a des variations de réactivité autour du point d'équilibre, nous aurons :

$$T_s = T_{so} + \Delta T_s$$

$$T_m = T_{mo} + \Delta T_m$$

$$n = n_o + \Delta n$$

La fonction de transfert du réacteur avec l'effet de température sera donc donnée par l'expression[FUR 68]:

$$\frac{\Delta n}{n_o \Delta \rho} = \frac{(1 + \frac{M}{2Q} p)(p + \lambda)}{\frac{\alpha}{2Qc} (p + \lambda) + \theta p (p + \lambda + \frac{\beta}{\theta}) (\frac{M}{2Q} p + 1)} \quad (3.53)$$

Le coefficient de température du modérateur agit comme un réseau de contre réaction de gain $\alpha/2Qc$ et une constante de temps $M/2Q$.

Les courbes donnant l'évolution du gain et du déphasage en fonction de la fréquence sont représentées sur la figure III-5 pour $Q = 220\text{m}^3/\text{h}$, $M = 40\text{Kg}$ et $\alpha = -0.00015/^\circ\text{C}$. Aux basses fréquences, le gain tend vers $2QC / n_0$, le réacteur est stable dans cette région. Aux fréquences élevées, le réacteur se comporte comme s'il n'y avait pas de coefficient de température.

Nous concluons que la variation de la réactivité avec la température est le mécanisme principal de la contre réaction qui détermine la stabilité inhérente d'un réacteur nucléaire en ce qui concerne les petites variations au niveau de sa puissance [BER 85].

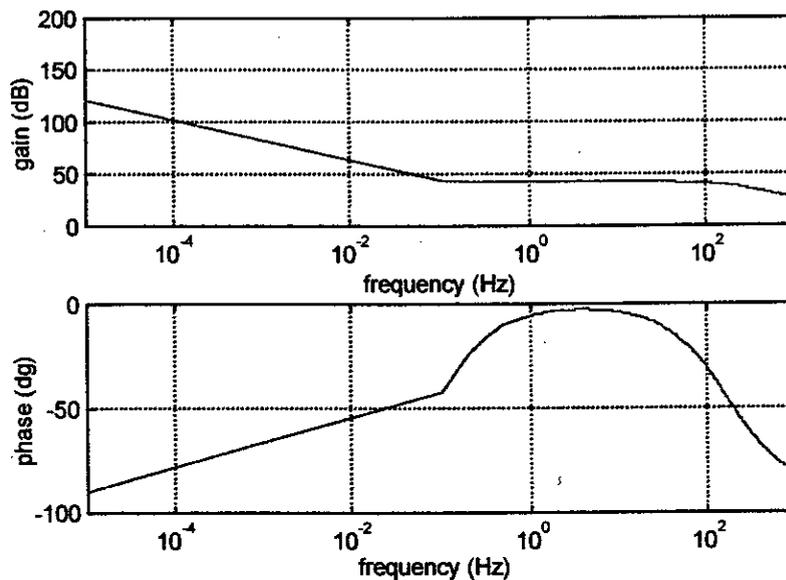


Figure III-4. Variation du gain et de la phase (sans effet de température)

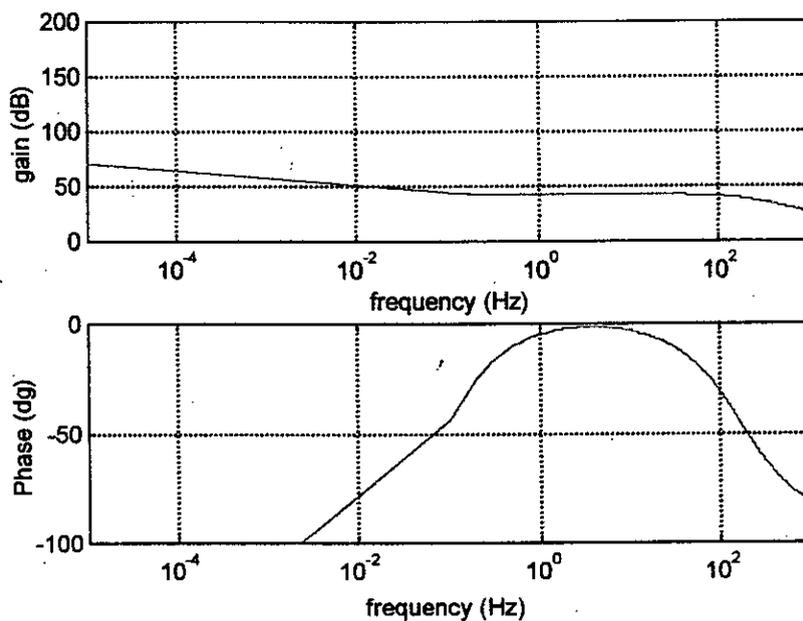


Figure III-5. Variation du gain et de la phase (avec effet de température)

II.4. Organisation des systèmes d'instrumentation et de contrôle du réacteur nucléaire

L'instrumentation est généralement constituée de matériels et composants pour la mesure et de logiciels pour le traitement tels que : détecteurs, capteurs, modules électroniques de mesure, calculateurs, enregistreurs, actionneurs.

La figure III-6 montre le schéma synoptique de l'instrumentation générale du réacteur nucléaire de recherche[ALL98], on distingue :

- Les chaînes nucléaires de démarrage et de marche disposées en redondance triple et utilisées pour la mesure du flux neutronique, qui se fait sur une dynamique très élevée (plusieurs décades).
- Les chaînes conventionnelles destinées à suivre l'évolution des paramètres thermohydrauliques des circuits primaires et secondaires ainsi que des circuits auxiliaires.
- Le système de Radioprotection composé de chaînes de monitoring d'air permettant de surveiller l'intensité du rayonnement Gamma au niveau de la bouche de la cuve du réacteur et en d'autres lieux environnants. Une chaîne de contrôle de la décharge vers l'atmosphère de produits radioactifs sous forme de gaz ou aérosols est également installée.
Ce système dispose de même d'un circuit de détection de rupture de gaine des éléments combustibles et d'un système de détection de rupture de l'échangeur de chaleur.
- La chaîne de pilotage automatique permet de stabiliser la puissance à un certain niveau de référence, celle-ci est assurée par le déplacement de la barre de réglage fin.
- Le système d'aide à l'opération est composé d'un système d'acquisition de signaux à base de microprocesseur associé à un système de traitement à base d'un micro-ordinateur.
- Les chaînes de verrouillage permettant d'autoriser le démarrage et la marche du réacteur si les paramètres se trouvent dans les limites établies et inhibe les mécanismes de déplacement des barres de contrôle si certaines conditions liées à la sécurité ne sont pas remplies.
- La logique d'alarmes permettant d'indiquer visuellement et acoustiquement le dépassement du niveau d'alarme de paramètres associés au fonctionnement du réacteur ainsi que des situations anormales ou des défaillances de dispositifs.
- La logique de SCRAM permettant de provoquer la chute des 2 barres de sécurité et des 2 barres de contrôle par désexcitation des électroaimants associés aux mécanismes respectifs. Cette action peut se faire soit manuellement par l'opérateur soit par le dépassement du niveau de SCRAM de l'un des paramètres traités par cette logique.
Tous les signaux qui sont dirigés vers le pupitre et le système d'acquisition et de gestion des signaux sont isolés galvaniquement par des opto-coupleurs afin d'éviter des pannes de mode commun.

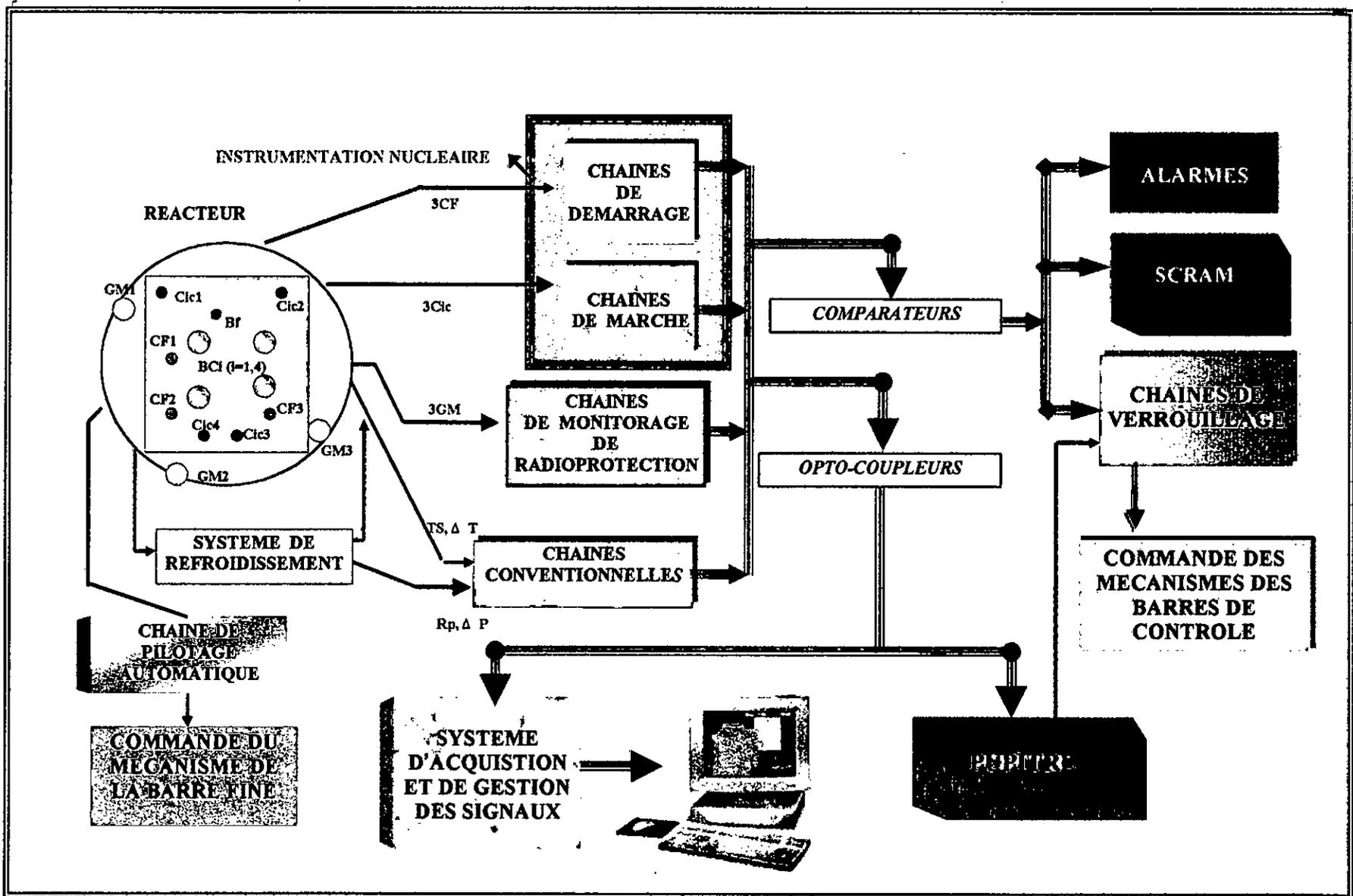


Figure III-6 Organisation générale des systèmes d'instrumentation et de contrôle du réacteur

III.5. Contrôle du réacteur nucléaire

Le réacteur nucléaire considéré est d'une puissance de 1Mw, il est refroidi et modéré à l'eau légère avec un réflecteur de graphite. Il fonctionne à une pression atmosphérique avec une température maximale de 48°C.

Le contrôle de la puissance de ce réacteur se fait par le positionnement d'un ensemble de quatre barres de contrôle d'une manière manuelle (figure III-7). Elles sont utilisées pour le démarrage, l'arrêt et l'ajustement de la puissance.

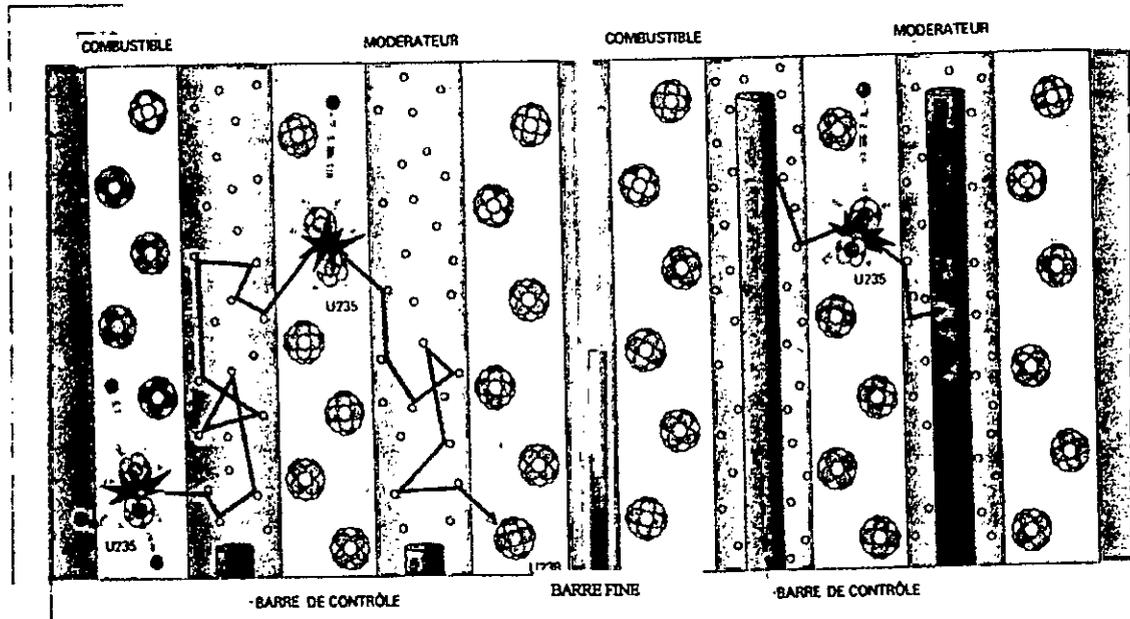


Figure III-7. Modérateurs et barres de contrôle

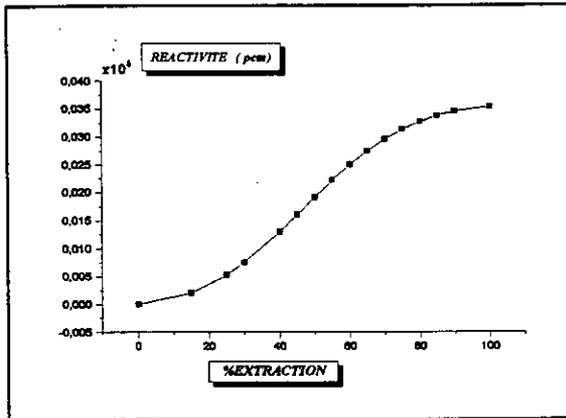
Le contrôle fin est assuré par la barre de réglage fin et ce d'une manière automatique. Elle est utilisée pour maintenir la puissance stable et pour les petits ajustements de cette dernière.

On distingue trois types de barres dans le réacteur. Les barres de compensation au nombre de deux, dont le rôle est de porter la puissance du réacteur d'un niveau à un autre. Deux barres de sécurité sont utilisées pour l'arrêt immédiat du réacteur et une barre de réglage fin qui assure la stabilité de la puissance.

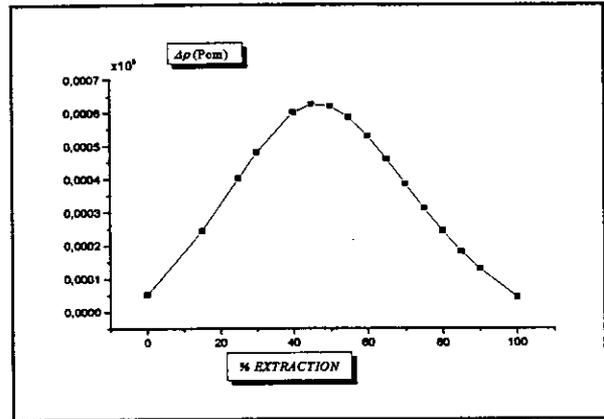
La commande des barres est assurée par un système conditionnel fonctionnant en tout ou rien pour les barres de sécurité, un système asservi pour le réglage fin et un système semi-automatique pour les barres de compensation.

Chaque barre de contrôle a une efficacité intégrale $\rho_{\max} = 3535$ Pcm et une efficacité différentielle maximale $\Delta\rho_{\max} = 62.78$ Pcm (figure III-8). Elle est cinq fois plus efficace que la barre fine, qui a une efficacité intégrale ρ_{\max} de 710 Pcm et une efficacité différentielle maximale $\Delta\rho_{\max}$ de 11.56 Pcm (figure III-9).

La barre de contrôle est pilotée avec une vitesse maximale de 0.54mm/s.

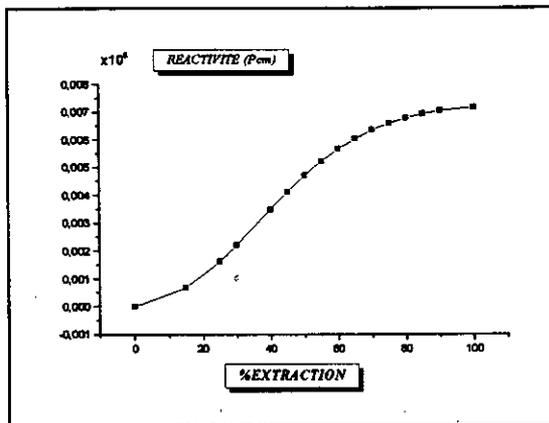


(a)

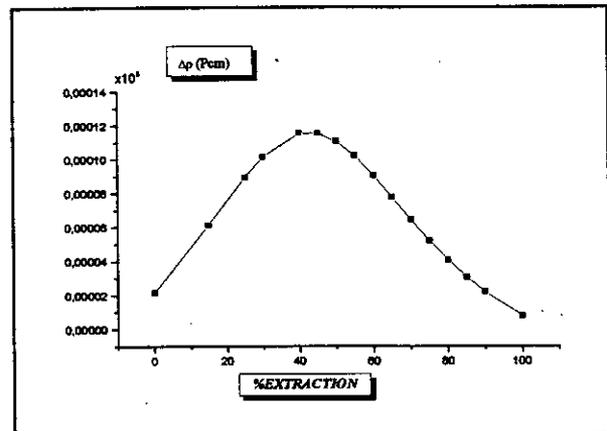


(b)

Figure III-8. (a) Efficacité intégrale de la barre de contrôle, (b) Efficacité différentielle de la barre de contrôle



(a)



(b)

Figure III-9. (a) Efficacité intégrale de la barre de contrôle fin, (b) Efficacité différentielle de la barre de contrôle fin

Le contrôle de la puissance s'effectue en deux phases (figure III-10) : la phase de démarrage ou la phase de transition qui est assurée manuellement par les opérateurs et la phase permanente qui est assurée par la boucle de pilotage automatique.

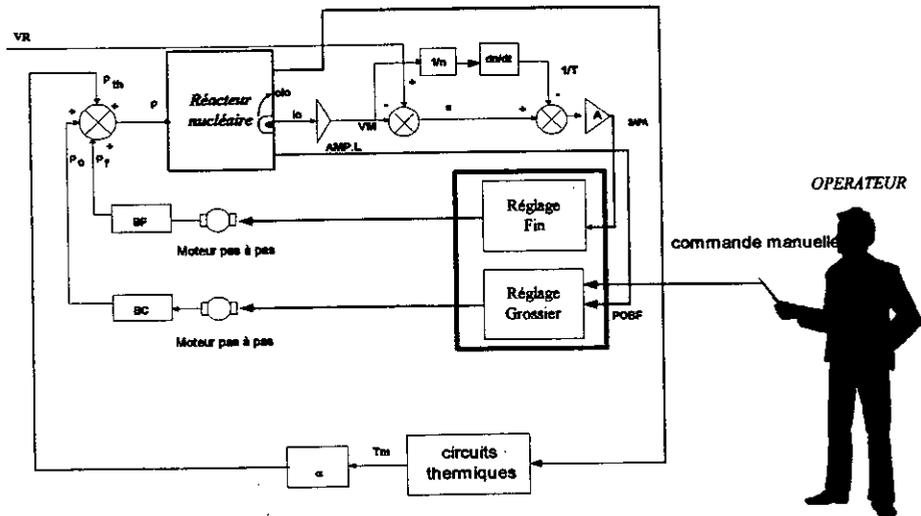


Figure III-10. Bloc diagramme de la boucle de contrôle du réacteur

III.5.1 Phase de démarrage et de marche

on distingue trois modes de fonctionnement :

- Arrêt.
- Démarrage.
- Marche.

Le démarrage du réacteur est assuré lorsque certaines conditions sont remplies telles que :

- ◆ L'exigence des conditions de sécurité
- ◆ L'exigence des chambres de fission en position inférieure.
- ◆ L'exigence des mécanismes des barres de contrôle en position inférieure.

Ces conditions sont utilisées pour activer la logique de démarrage.

Le démarrage se fait d'une manière manuelle par l'opérateur tout en respectant la procédure écrite de démarrage. L'opérateur choisit une configuration bien définie (figure III-11), selon l'expérience demandée. Cette configuration est définie par la sélection des barres de contrôle.

Trois chaînes sont utilisées pour surveiller le démarrage et les paramètres de contrôle tels que le logarithme de démarrage et le taux d'accroissement de la puissance.

Pour que le réacteur rentre dans le mode de marche, il faut que les conditions suivantes soient assurées :

- Chambres de fission en position supérieure.
- Mécanismes des barres de sécurité en position supérieure .
- Paramètres de sécurité de marche remplis.

De même, ces paramètres sont utilisés pour activer la logique de marche.

Dans la phase de marche, l'opérateur peut augmenter la puissance par l'extraction d'une seule barre de contrôle et stabiliser cette puissance à un niveau préfixé par la régulation.

Les paramètres observés lors de l'augmentation de la puissance sont :

- Les courants délivrés par les chambres d'ionisation.
- L'erreur relative entre le courant mesuré et le courant préfixé.
- Le taux d'accroissement de la puissance.
- La position de la barre de contrôle.

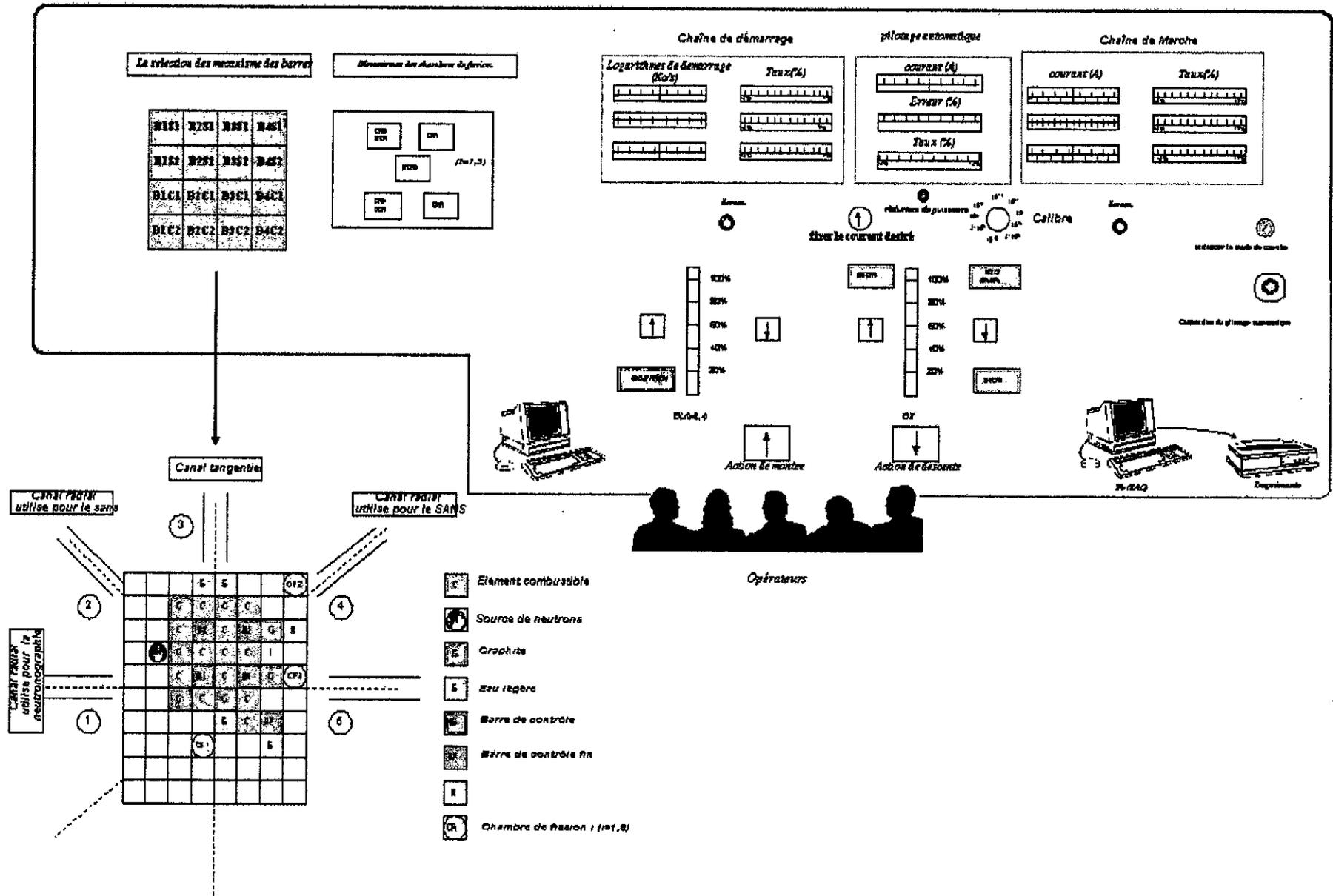


Figure III-11 Salle de contrôle

II.5.2 Boucle de pilotage automatique

La boucle de pilotage automatique associée au système d'Instrumentation et Contrôle du réacteur permet de stabiliser la puissance, ceci est assuré par la barre de réglage fin.

Une réduction de puissance de 50% est aussi assurée dans certains cas de dépassement de seuils minimaux et maximaux de certains paramètres tels que :

- Différence de température sortie-entrée du cœur
- Débit d'eau du circuit secondaire
- Pression au niveau de la pompe secondaire
- Défaut dans le fonctionnement du système de ventilation de la tour de refroidissement

Le schéma synoptique est donné par la figure III-12.

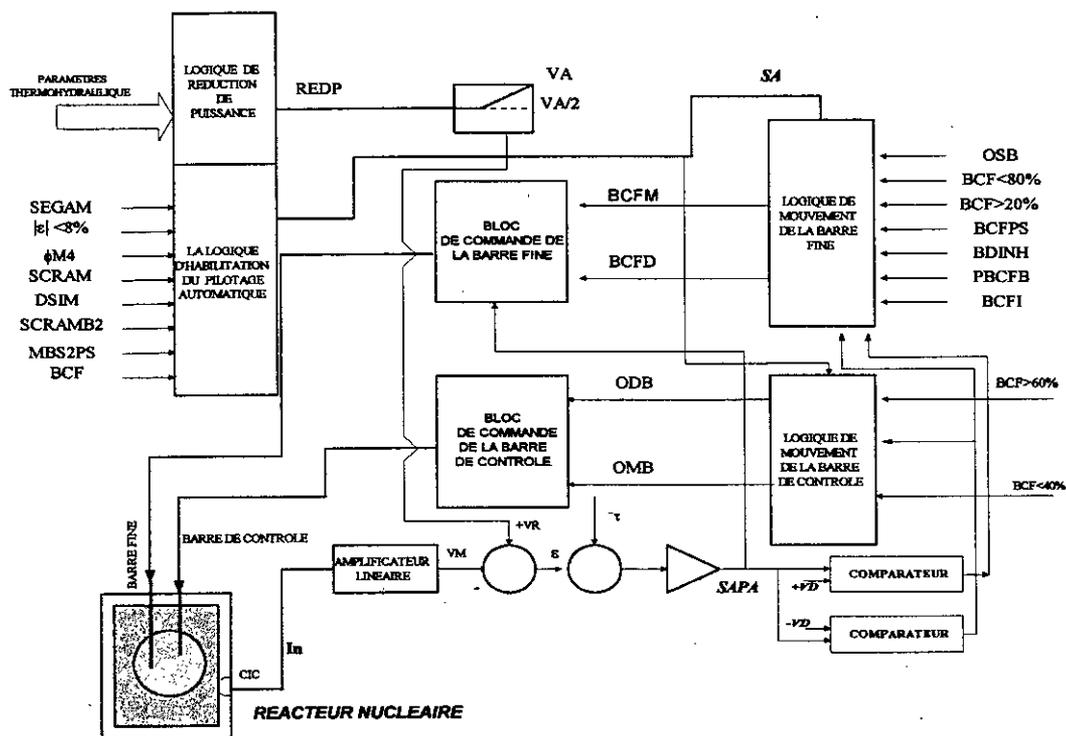


Figure III-12: Schéma synoptique de la boucle de pilotage automatique du réacteur nucléaire.

Le courant délivré par la chambre d'ionisation (CIC) est proportionnel au flux neutronique présent dans le cœur. Celui-ci est converti en tension par un amplificateur linéaire. La tension délivrée est comparée à la tension de référence (V_R) afin d'obtenir l'erreur $\varepsilon = 1 - V/V_R$ (%). Cette valeur représente aussi l'erreur entre la puissance mesurée et la puissance désirée.

Si ε excède 7%, l'amplificateur se sature et il y a déconnexion du système de pilotage automatique.

La soustraction de l'effet du taux d'évolution (τ) de ε est introduite afin d'obtenir une résultante SAPA proportionnelle à $(-\varepsilon + \tau)$ et variant entre -10v et +10v. Ce signal permettra d'actionner les logiques de mouvement des barres ainsi que leurs systèmes de commande et produira ainsi le déplacement ascendant ou descendant de la barre de réglage fin, avec une vitesse proportionnelle à ce signal. Ceci reste valable tant que la barre fine reste dans la position médiane, sinon on sollicitera l'une ou l'autre des deux barres BC1 ou BC2 selon leur position.

Les blocs essentiels constituant le système sont les suivants :

◆ La logique d'habilitation du pilotage automatique qui permet de connecter le pilotage automatique. Celle-ci est activée par SA (signal d'habilitation), lorsque tous les paramètres de sécurité sont vérifiés tels que :

- SEGAM (sécurité manuelle).
- $\overline{\text{SCRAM}}$ (pas de SCRAM).
- $|E|$ soit inférieur à 8%.
- ØM4 (le flux de la chambre d'ionisation compensée 4 se trouve dans les cinq dernières décades).
- SCRAMB2 (Il n'y a pas de demande de SCRAM).
- MBS2PS (les deux mécanismes des barres de sécurité sont en position supérieure).
- $\overline{\text{BSIM}}$ (pas de descente simultanée des barres).
- BCF (la position de la barre fine est en position médiane entre 40% et 60%).

◆ La logique pour la réduction de puissance est une logique de sécurité. Elle assure la réduction de puissance à 50% lorsqu'il y'a une défaillance au niveau des paramètres thermo-hydrauliques.

◆ La logique de mouvement de la barre de réglage fin : cette logique est actionnée essentiellement par :

- Le signal d'habilitation (SA).
- Le signal d'ordre de monté (OSB)
- Le signal analogique de pilotage automatique (SAPA)
- Le signal de position de la barre fine ($20\% < \text{BCF} < 80\%$).
- $\overline{\text{BCFPS}}$ (la barre de réglage fin n'est pas en position supérieure).
- $\overline{\text{BDINH}}$ (le déplacement de la barre n'est pas inhibée).
- $\overline{\text{PBCFB}}$ (Pas de descente de la barre fine).
- $\overline{\text{BCFPI}}$ (la barre de réglage fin n'est pas en position inférieure).

Elle génère les signaux d'ordre de déplacement ascendant

- BCFM ordre de montée de la barre fine.
- BCFD ordre de descente de la barre fine
- ◆ La logique de mouvement de la barre de compensation : cette logique est activé essentiellement par :
 - Le signal d'habilitation (SA).
 - Le signal analogique de pilotage automatique (SAPA).
 - Le signal qui indique la position de la barre fine (PBF<40% ou PBF>60%). Elle génère aussi les signaux d'ordre de déplacement ascendant ou descendant
 - OMB ordre de montée de la barre de contrôle.
 - ODB ordre de descente de la barre de contrôle.
- ◆ Les systèmes de commande des barres assurant la commande des barres en actionnant les moteurs pas à pas.

L'organigramme donné sur la figure III-13 résume le fonctionnement de la boucle de pilotage automatique .

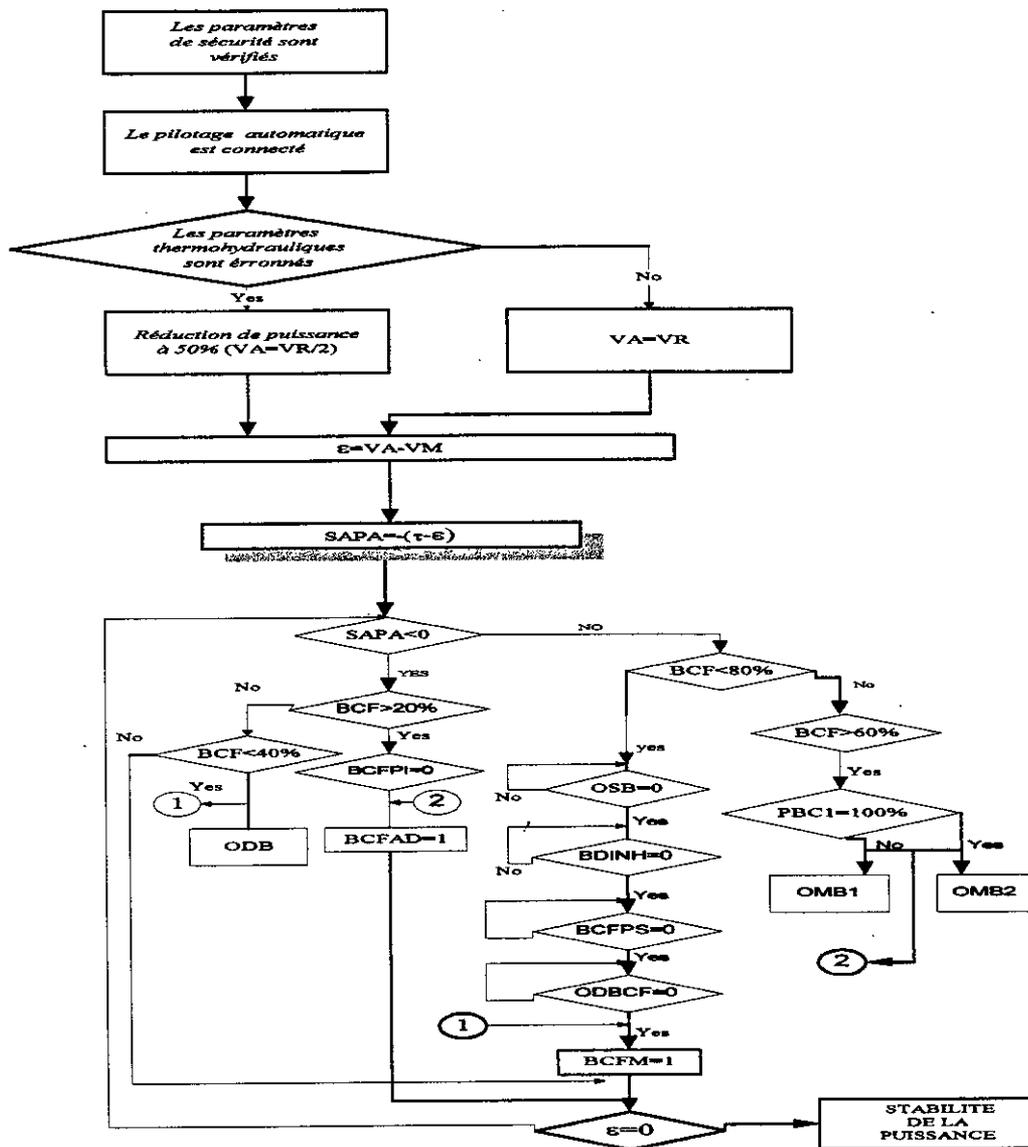


figure III-13 Organigramme du fonctionnement de la boucle de pilotage automatique

III.6. Evaluation expérimentale et validation du modèle proposé

Différentes expériences ont été effectuées sur le réacteur nucléaire, elles consistent à faire varier la puissance sur plusieurs paliers (figure III-15) :

- 250Kw à 500Kw.
- 500Kw à 750Kw.

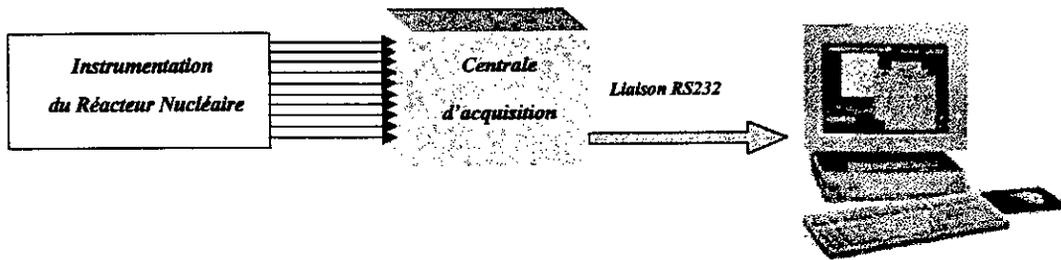


Figure III-14 Dispositif expérimental utilisé

Les paramètres enregistrés à l'aide d'une centrale de mesure (figure III-14) sont :

- La puissance
- La position des barres de contrôle.
- Le taux d'accroissement de la puissance.

La réactivité n'étant pas directement mesurable a été déterminée à partir de la position des barres de contrôle et de leur efficacité.

La puissance (densité neutronique) d'un réacteur nucléaire évolue en fonction de la réactivité introduite avec un taux de changement donné par la figure III-16.

Pour la validation du modèle proposé, nous avons déterminé la réactivité introduite sur deux paliers de puissance de 250Kw à 500Kw et de 500Kw à 750Kw. Cette dernière a été appliquée au modèle.

Les résultats de simulation obtenus montrent qu'il y a une concordance entre les calculs théoriques et les résultats expérimentaux figure(III-15) et figure(III-17) respectivement. Ceci nous permet de conclure que le modèle proposé (Equations (3.3) et (3.4)) est acceptable et sera donc utilisé pour la validation des contrôleurs flous conçus.

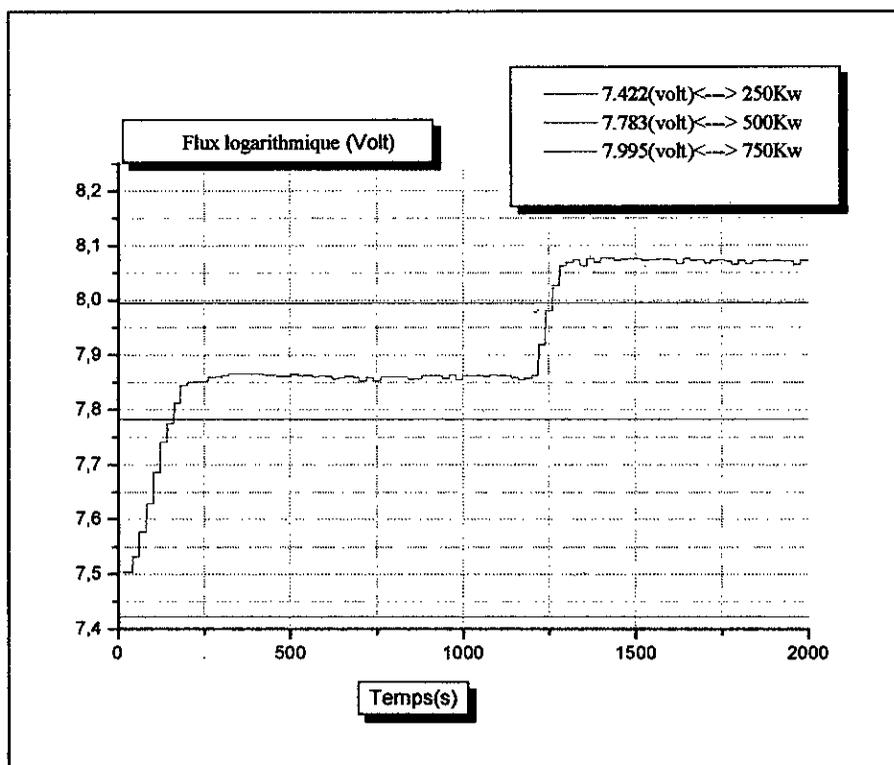


Figure III-15. Evolution de la puissance sur deux paliers (250 kW – 500KW, 500KW-750KW)

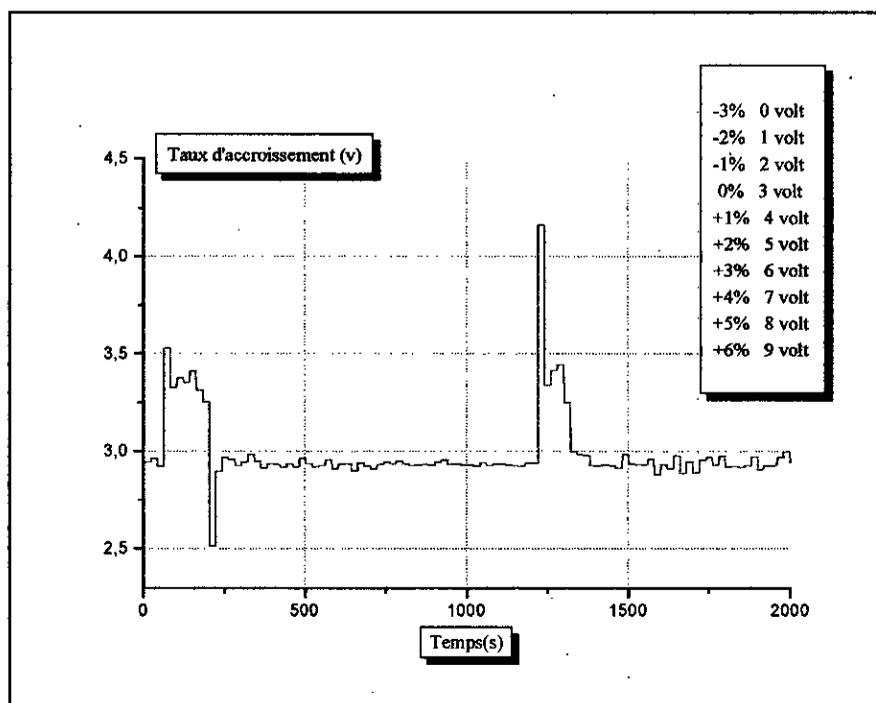


Figure III-16 Taux d'accroissement de la puissance

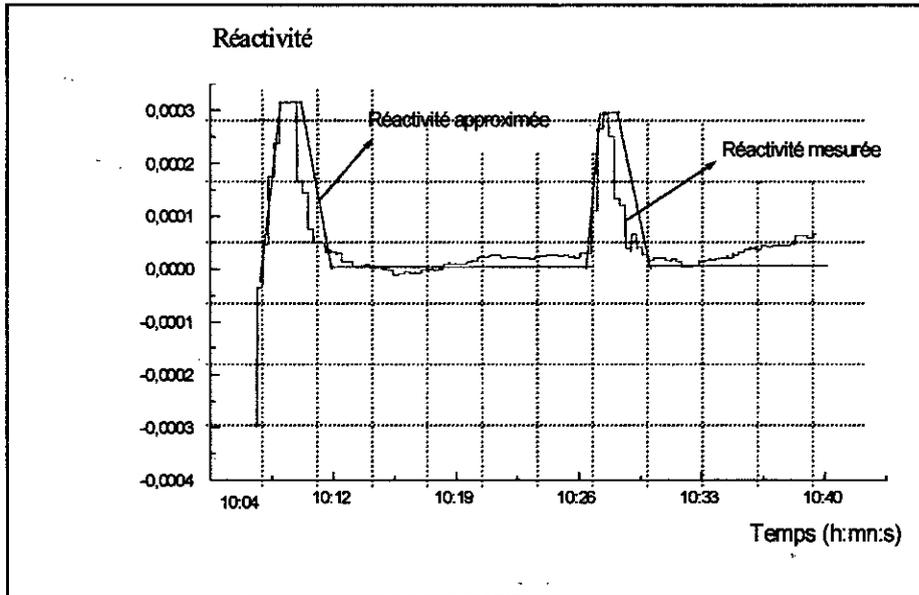


Figure III-17. Evolution de la réactivité

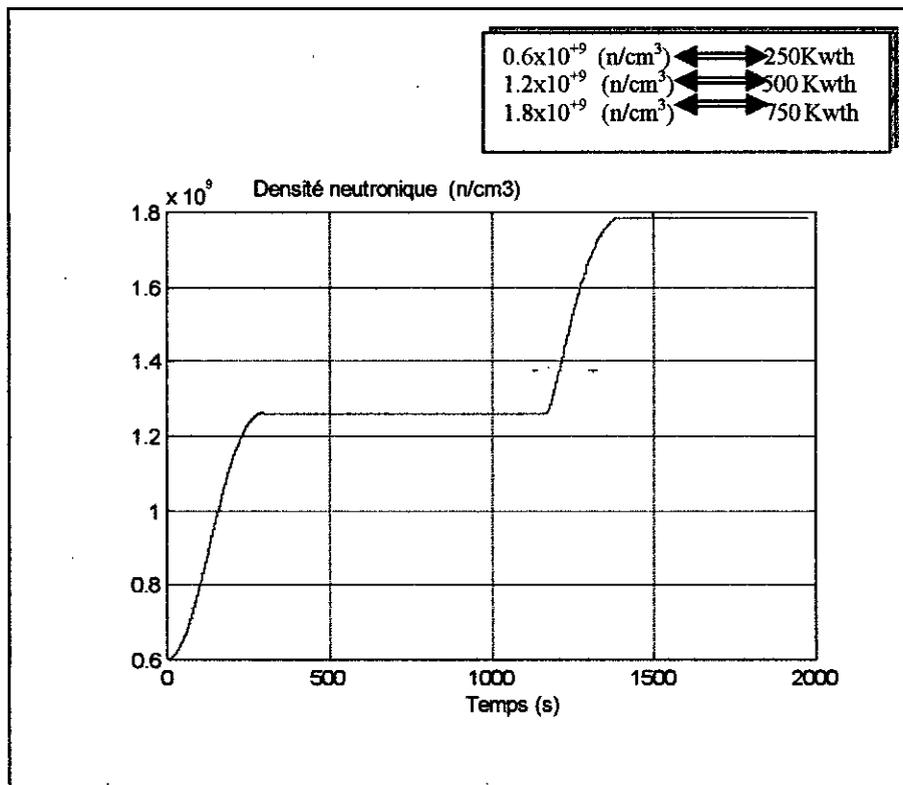


Figure III-18. Evolution de la densité neutronique (Résultats de simulation)

Chapitre IV

Chapitre IV

*Méthodologie de Conception
d'une Base de Connaissances*

IV.1.Introduction

L'approche traditionnelle pour la conception d'un contrôleur est d'élaborer le modèle mathématique de la dynamique du contrôleur, de spécifier ses critères de performances et de consulter éventuellement un spécialiste dans le domaine. Les contrôleurs à base de règles sont différents, l'importance n'est pas de se concentrer sur la dynamique mais plutôt sur les ensembles extensifs de règles qui caractérisent le comportement des opérateurs de réacteurs. Ces règles qui sont déduites empiriquement décrivent préalablement certaines actions en réponse à un ensemble d'événements spécifiques.

La conception d'une base de connaissances représente la phase essentielle dans le développement des systèmes experts, elle doit se réaliser d'une manière rigoureuse pour faire une bonne modélisation des actions de l'opérateur et pour assurer correctement le contrôle de la puissance d'un réacteur nucléaire.

Dans ce chapitre, on décrit le développement d'une méthodologie de conception d'un système à base de règles et de connaissances pour le contrôle de la puissance d'un réacteur nucléaire.

Elle comprend les points suivants (figure IV-1) :

- Acquisition d'informations relatives au contrôle et à la commande du réacteur.
- Vérification de ces informations.
- Identification des facteurs qui sont impliqués dans les décisions humaines en ce qui concerne le contrôle de la puissance du réacteur.
- Organisation et représentation de ces informations sous une forme adéquate qui servira pour la conception des systèmes intelligents à base de règles capables d'opérer et d'assurer le contrôle du réacteur nucléaire d'une manière correcte.

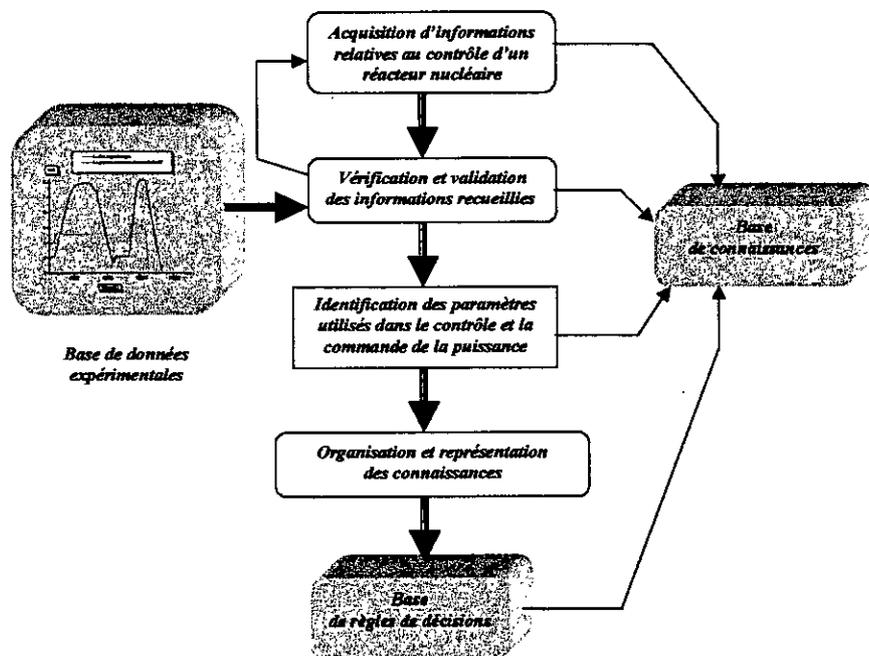


Figure IV-1 Différentes étapes utilisées dans la conception d'une base de connaissances

IV.2.Acquisition des informations

L'approche utilisée pour la conception des systèmes à base de connaissances nécessite l'utilisation de nouvelles méthodes pour acquérir les informations requises. Trois techniques sont utilisées:

1. Les opérateurs du réacteur sont observés lorsqu'ils augmentent ou diminuent la puissance du réacteur, des notes sont prises concernant les instruments qu'ils observent en déplaçant les barres de contrôle.
2. Des enregistrements sont réalisés à partir de plusieurs montées en puissance effectuées manuellement. Ceci permet la corrélation du niveau de puissance, la période, la position de la barre et la température avec le mouvement des barres de contrôle.
3. La troisième étape est entreprise en se basant sur les deux premières. Un questionnaire est ensuite soumis à chaque opérateur dans l'intention d'élucider le raisonnement des actions particulières, il leur est demandé particulièrement de décrire en détails leurs actions durant les ajustements de puissance, ceci est d'une grande importance pour avoir une idée globale du processus. Chaque opérateur doit répondre à des questions spécifiques dont la plupart sont composées de plusieurs parties afin d'avoir des éclaircissements sur les facettes spécifiques d'opération du réacteur et de vérifier la consistance des réponses reçues exprimées différemment. Les informations obtenues sont résumées ci-après :

IV.2.1. Objectifs

Les objectifs visés par les opérateurs dans la conduite des tâches routinières tout en respectant les procédures en vigueur sont :

- ☞ Respect strict de la sûreté du réacteur considérée comme paramètre primordial.
- ☞ Eviter les dépassements de puissance.
- ☞ Minimiser les fluctuations.
- ☞ Accomplissement des changements de puissance avec un temps optimal.

Les opérateurs doivent donner le degré d'importance (de priorité) à ces objectifs en assignant à chacun d'eux une valeur numérique limite. Ces valeurs limites sont représentées sur la figure IV-2.

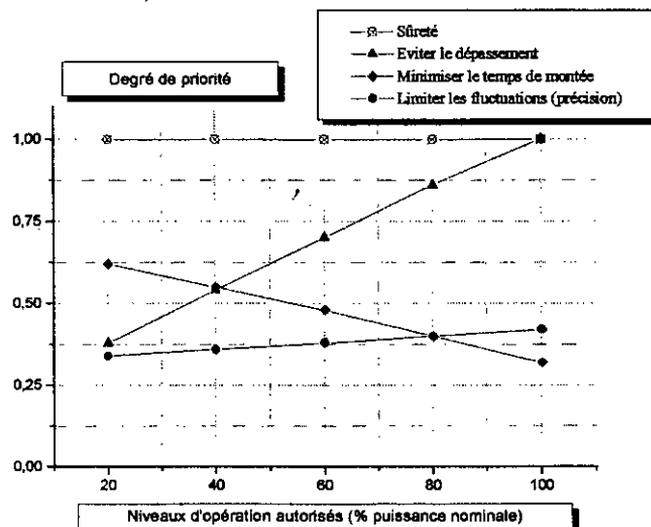


Figure IV-2. Degré de priorités des critères de fonctionnement d'un réacteur nucléaire

La figure IV-2. montre que la sûreté est un paramètre prépondérant pour tous les niveaux de puissance, par conséquent le degré de priorité de ce critère est l'unité (1).

Les dépassements sont limités pour les augmentations importantes de puissance par rapport à la puissance nominale. Ces dépassements éventuels sont affectés de la priorité 1 et toutes les autres priorités ont été normalisées par rapport à cette valeur. Les dépassements pour des niveaux de puissance inférieure à la puissance nominale sont fortement corrélés par rapport au niveau de puissance de fonctionnement. Il est à noter que la capacité d'extraction de chaleur considérée est toujours établie pour 100% de la puissance nominale ; par conséquent si la puissance de fonctionnement est de 20% de la puissance nominale, un dépassement de quelques % n'a pas d'effet ni sur le fonctionnement ni sur la sûreté de l'installation.

Les temps de montée pour les faibles puissances doivent être réduits par rapport à ceux des niveaux de puissance importants, (par exemple pour un niveau de puissance de 20% de la puissance nominale, la priorité de minimisation des temps de montée est affectée de la valeur 0.63).

La priorité de la précision est pratiquement stable pour tous les niveaux de puissance, elle varie entre 0.35 et 0.42.

IV.2.2. Notions de physique nécessaires à connaître

Généralement, la formation des opérateurs est basée sur un programme composé de deux volets, à savoir :

- Une partie théorique qui consiste à l'étude de la dynamique des réacteurs nucléaires.
- Une partie pratique liée à l'opération et au contrôle.

En principe, les opérateurs connaissent bien les relations qui caractérisent le comportement non linéaire du réacteur nucléaire, ils peuvent tracer l'efficacité de chaque barre et ils sont capables d'expliquer la différence entre la période dynamique et la période stable.

Chaque opérateur peut identifier les conditions sous lesquelles peut survenir l'effet de feed-back spécifique en donnant l'estimation des amplitudes et expliquer les causes.

En résumé :

L'état d'un réacteur nucléaire est déterminé par le facteur de multiplication K_{eff}

$$\text{Où } K_{\text{eff}} = \frac{\text{nombre de neutrons produits par la fission}}{\text{nombre de neutrons absorbés ou perdus}}$$

et ρ est la réactivité qui est définie par :

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}}$$

Ce paramètre représente le facteur fondamental de contrôle et de commande de la réaction de fission.

Selon la valeur de réactivité et le facteur de multiplication, on peut déduire l'état du réacteur.

Pour $k_{eff} < 1$ ou bien $\rho < 0$, le réacteur est sous-critique, c'est à dire le nombre de neutrons produits n_p est inférieur au nombre de neutrons absorbés n_a (figure IV-3.a). Ceci correspond à l'étouffement de la réaction en chaîne et à l'arrêt du réacteur (figure IV-3.c).

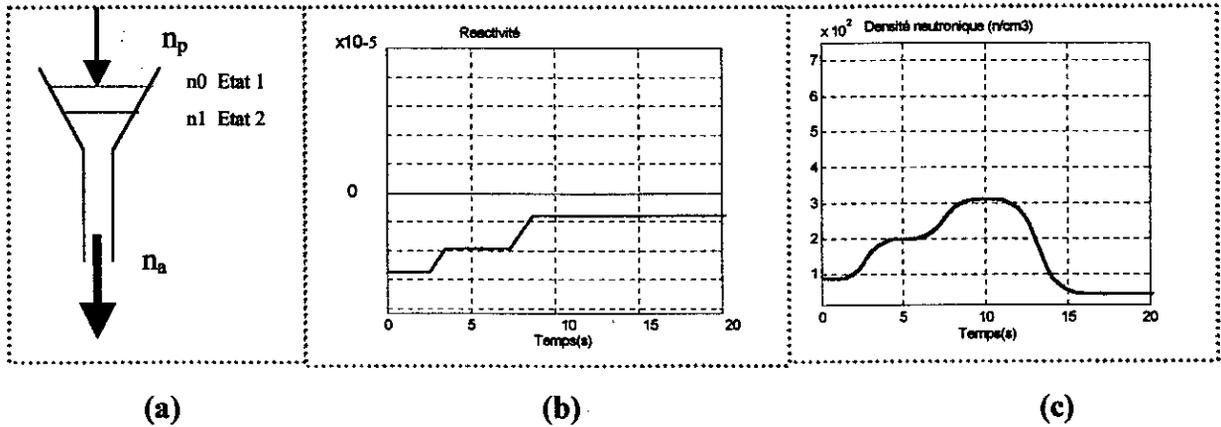


Figure IV-3. Réacteur sous critique

Pour $k_{eff} = 1$ ou bien $\rho = 0$, le réacteur est critique c'est à dire que le nombre de neutrons produits est égale au nombre de neutrons absorbés. Ceci correspond à la stabilité de la réaction en chaîne dans le réacteur (figure IV-4).

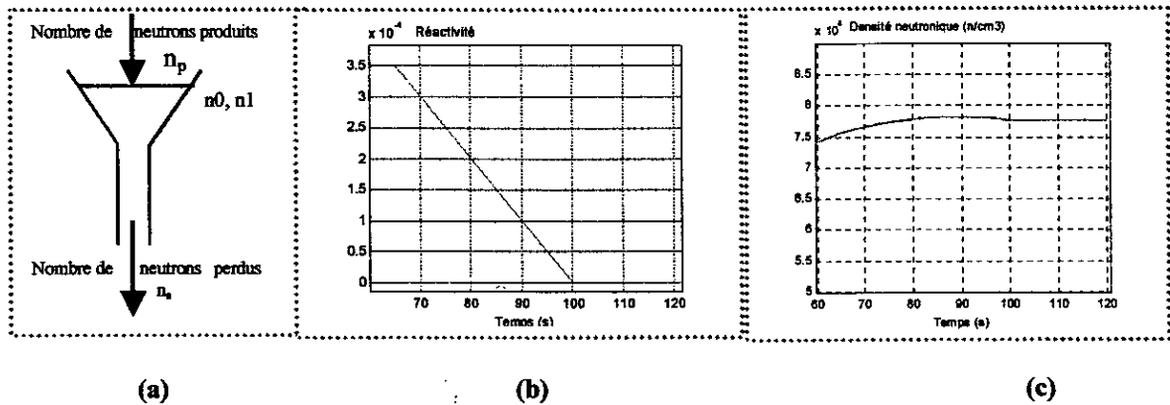


Figure IV-4. Réacteur critique

Pour $k_{eff} > 1$ ou bien $\rho > 0$, le réacteur est sur-critique c'est à dire que le nombre de neutrons produits est supérieur au nombre de neutrons absorbés. Ceci correspond à la divergence de la réaction en chaîne dans le réacteur (figure IV-5).

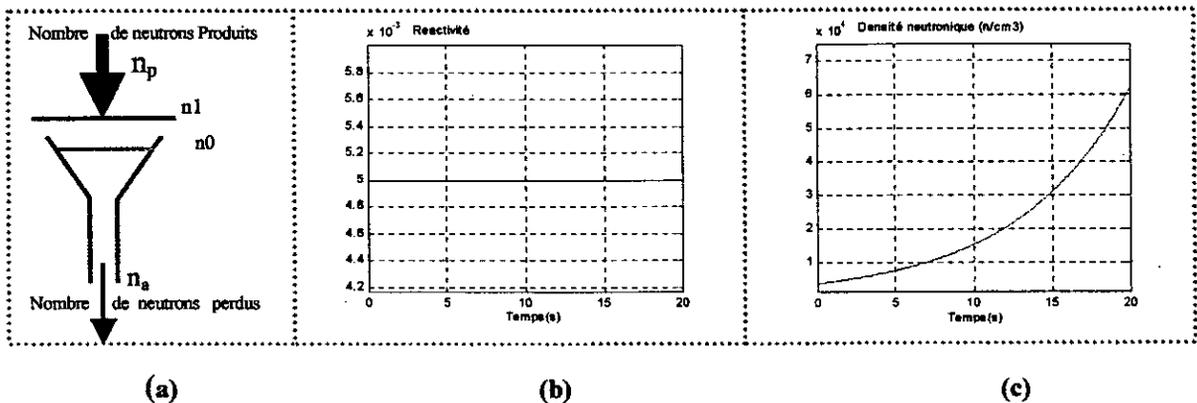


Figure IV-5. Réacteur sur critique

Le contrôle et la commande de la puissance dans les réacteurs nucléaires se font par le positionnement des barres de contrôle absorbantes aux neutrons.

Les figures (IV-6), (IV-7) et (IV-8) montrent en détails les différentes étapes effectuées par l'opérateur pour contrôler la puissance en montée et en descente d'un réacteur nucléaire.

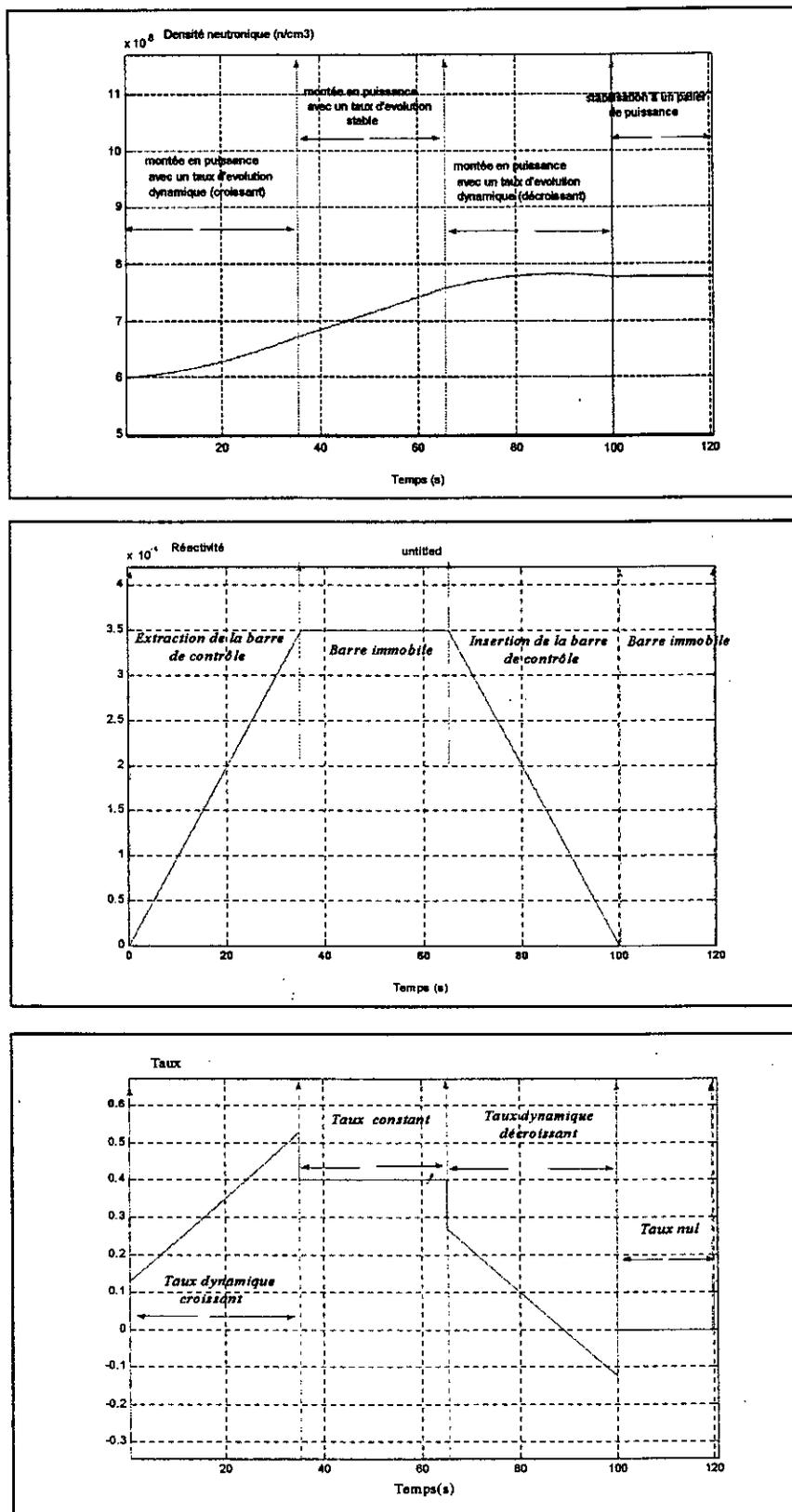


Figure IV-6 Différentes étapes de contrôle de la puissance sur un palier (en montée)

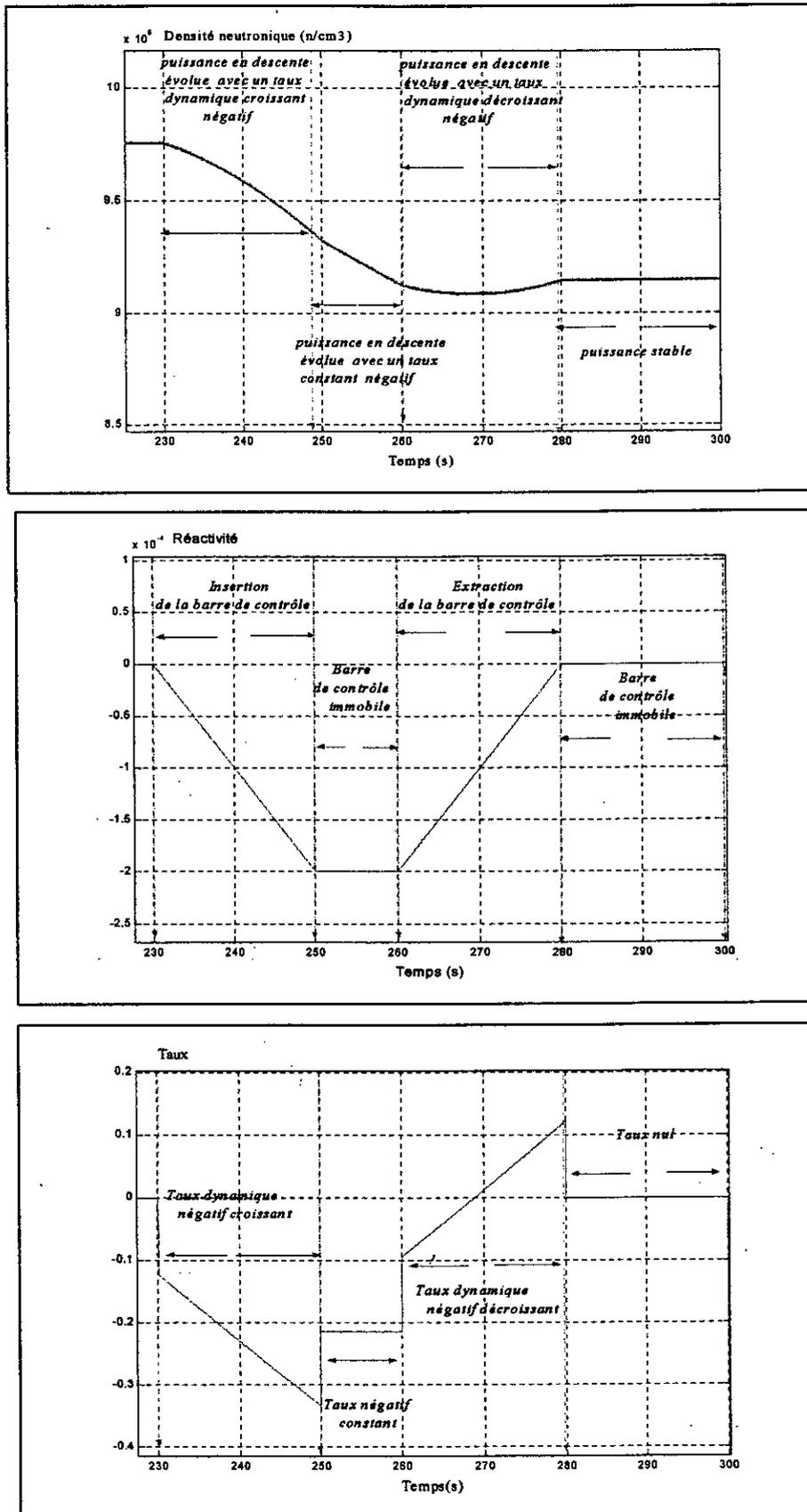


Figure IV-7 Différentes étapes de contrôle de la puissance sur un palier (en descente)

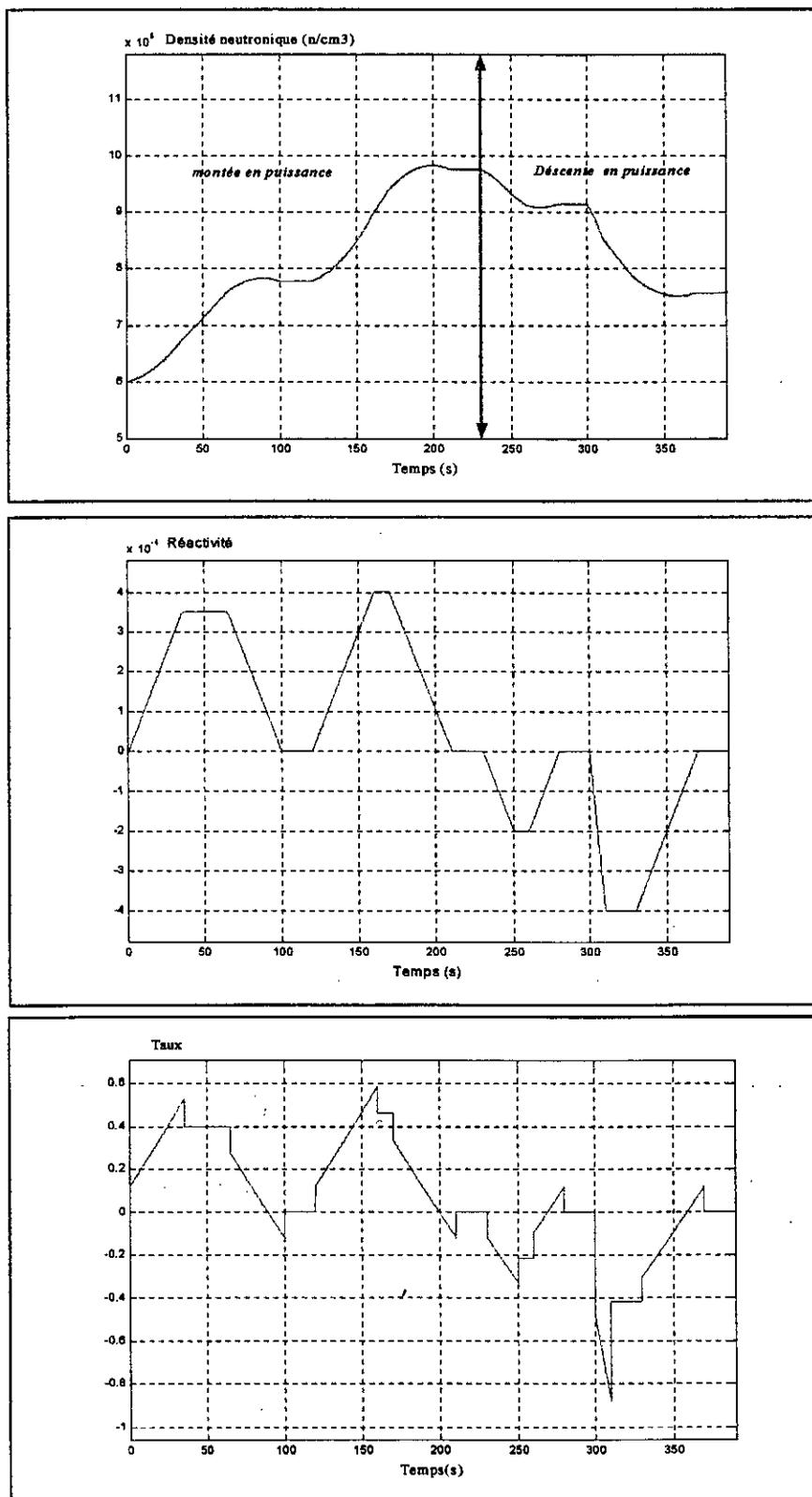


Figure IV-8 Différentes étapes de contrôle de la puissance sur plusieurs paliers

IV.2.3. Importance de la réactivité

Les opérateurs connaissent fort bien l'utilité d'avoir des informations sur la réactivité dans le fonctionnement d'un réacteur nucléaire. Généralement, toutes les données liées à ce paramètre sont utilisées.

L'établissement d'un bilan de réactivité consiste en :

- L'excès de réactivité dans le cœur du réacteur représente une réserve de réactivité positive. Elle permet de rendre le réacteur critique par la compensation des variations internes de réactivité lorsqu'elles surviennent.

Il est fondamental du point de vue de la sûreté que l'excès des barres de contrôle soit inférieur à l'anti-réactivité (marge d'arrêt) telle que :

$\rho_{MA} = \rho_{excès} - \rho_{banc\ de\ barres}$. Le facteur de sûreté *FSR* est le rapport entre la réactivité

du banc des barres et l'excès de la réactivité telle que $FSR = \frac{\rho_{banc\ de\ barres}}{\rho_{excès}}$

- Calculer les côtes des barres chaque fois qu'il y a un changement dans la configuration du cœur du réacteur, ce calcul peut se faire en utilisant l'approche sous-critique. Ceci est utile pour estimer les positions critiques dans la préparation du réacteur au démarrage.

- Le taux d'évolution de la puissance est en fonction de la réactivité et du taux de changement de la réactivité. Ce paramètre est représenté par la relation :

$\tau = \frac{\rho + \lambda \rho}{\beta - \rho}$, le taux s'annule lorsque la réactivité est nulle. Les procédures

d'opération

spécifient la période minimale permise.

- Définir la gamme effective de la barre de contrôle pour effectuer la transition en connaissant son efficacité différentielle et intégrale.

IV.2.4. Configuration à choisir

La configuration d'un réacteur est définie par la sélection des barres de contrôles, on peut avoir 16 possibilités (figure IV-9). Une configuration est sélectionnée en fonction de l'expérience à effectuer, chacune donne une distribution bien définie du flux dans le cœur du réacteur.

B1S1	B2S1	B3S1	B4S1
B1S2	B2S2	B3S2	B4S2
B1C1	B2C1	B3C1	B4C1
B1C2	B2C2	B3C2	B4C2

Figure IV-9 Différentes configurations possibles d'un réacteur

IV.2.5. Gamme acceptable de la position initiale de la barre de contrôle

La gamme acceptable de la position de la barre de contrôle pour commencer la transition est limitée entre 20% et 80%. Celle-ci représente la zone linéaire de l'efficacité de la barre. Dans cette gamme les opérateurs peuvent accomplir des augmentations de puissance d'une manière facile tout en compensant toutes les réactivités introduites par les effets internes (effets de température, effet de Xénon) ou par les effets externes (effet de l'extraction de la barre ou par l'introduction d'un échantillon dans le cœur).

Généralement, les opérateurs préfèrent démarrer la transition à partir de la limite inférieure. Lorsqu'ils commencent l'extraction de la barre pour faire augmenter la puissance à partir d'une position proche de la limite supérieure de la gamme et lorsque le niveau de la puissance s'approche du niveau désiré, l'insertion de la barre se fait un peu plutôt par rapport au cas normal. Si les opérateurs estiment qu'à partir de cette position la réactivité introduite ne peut être compensée (divergence du réacteur), ils procèdent dans ce cas au changement de la configuration c'est à dire ils font la commutation entre les deux barres de contrôle, ce cas est bien illustré par des courbes expérimentales données par la figure IV-15.

IV.2.6 Période minimale stable et dynamique à établir

La période instantanée décrit la croissance du nombre de neutrons à un instant donné. Ce paramètre est mesuré dans tous les réacteurs, il est extrait du canal logarithmique. L'inverse de la période $1/T_e$ est proportionnel à la pente du logarithme du nombre de neutrons.

La période stable du réacteur T_e représente l'intervalle de temps durant lequel le flux croît d'un facteur $e=2.718$. Il est lié au temps de doublement du flux par la relation $T_e=T_2 / \ln 2$. La période reste stable lorsque la réactivité reste constante c'est à dire que la barre de contrôle reste stationnaire (figure IV-6).

Si la réactivité varie lentement dans un réacteur faiblement sur-critique, la variation instantanée peut être décrite par la période transitoire du réacteur. Les variations lentes de réactivité peuvent être obtenues par le mouvement d'une barre de contrôle.

Les procédures d'opérations écrites spécifient la période stable la plus courte, elle est de 50s et la période transitoire est de 33s.

IV.2.7. Classification de la période

L'opérateur classe la période en utilisant les termes linguistiques suivants :

- Période très courte lorsqu'elle est inférieure à 25s (Arrêt d'urgence du réacteur).
- Période courte lorsqu'elle est inférieure à 33s (l'extraction de la barre est inhibée).
- Période normale varie autour de 50s (fonctionnement normal, la barre de contrôle reste stationnaire).
- Période longue lorsqu'elle est supérieure à 200s.
- Période très longue lorsqu'elle est supérieure à 350s.

IV.2.8. Début d'élimination de la réactivité

Le moment initial d'élimination de la réactivité correspond au moment de réinsertion de la barre de contrôle, ceci permet d'élargir la période. Cette action dépend du niveau de la puissance, de l'erreur relative et surtout de la période. Pour les niveaux de puissance importants c'est à dire les niveaux proches de la puissance nominale, la réinsertion de la barre se fait un peu plutôt (figure IV-18).

IV.2.9. Fin de transition

L'augmentation de la puissance est stoppée par l'insertion de la barre de contrôle, par conséquent, l'élargissement de la période jusqu'à ce qu'elle devienne infinie ou négative (figure IV-13, figure IV-14).

Vu la non linéarité de la relation entre la période et le taux de changement de la réactivité, les opérateurs n'ont pas pu donner une réponse très spécifique à cette question.

IV.2.10. précautions à prendre en s'approchant de la puissance nominale

Les actions spécifiques qui doivent être entreprises par les opérateurs lorsque le niveau de la puissance s'approche de la puissance nominale est de réinsérer la barre de contrôle un peu plutôt, afin d'éviter le dépassement (figure IV-18). Par conséquent, les opérateurs évitent l'arrêt d'urgence du réacteur dû à la température de sortie T_s ou à la variation de la température ΔT au niveau du combustible ΔT .

La puissance nominale est atteinte toujours avec un « under-shoot ».

V.2.11. Connexion du pilotage automatique (réglage fin)

A partir de l'organigramme de fonctionnement de la boucle de pilotage automatique, on constate que le pilotage est connecté lorsque l'erreur relative entre la puissance (le flux neutronique) mesurée et la puissance désirée varie entre -7% et 7% . Mais généralement, les opérateurs le connectent lorsque l'erreur varie autour -1% et 1% mais avec une période très longue qui tend vers l'infini, c'est à dire que le taux d'accroissement de la puissance est proche de $0\%/s$.

IV.2.12. Compensation des effets de feed-back

Les effets de feed-back dus aux phénomènes physiques ou chimiques qui apparaissent lors du fonctionnement du réacteur nucléaire sont :

- L'effet de température qui est dû à la variation de la température du combustible. Dans un réacteur modéré à l'eau, la densité de l'eau décroît quand la température augmente, ceci a un effet de contre réaction sur la réactivité. Une réduction de la densité du modérateur augmente la probabilité d'absorption aux résonances de ^{238}U .

L'effet sur la réactivité dû au coefficient de température du modérateur est décrit par :

$\Delta\rho_M = \alpha_M * \Delta T_M$ avec α_M négative et son unité est (pcm/°C). Donc la variation de la température introduit une anti-réactivité, i.e : lorsqu'elle augmente, la puissance diminue.

La stabilisation de la température dans le réacteur dépend de la saison et l'environnement extérieur. En général, elle est atteinte après quelques heures.

La compensation de cet effet se fait par le réglage fin comme il peut se faire par la barre de contrôle d'une manière manuelle.

- Les poisons sont des fragments de fission qui sont produits durant le fonctionnement du réacteur. Ces fragments de fission ont une section efficace très élevée ce qui réduit le facteur de multiplication et leur donne ainsi un rôle important dans le fonctionnement des réacteurs thermiques.

Le produit de fission le plus important est le Xénon 135 qui possède une section efficace d'absorption de $2.65.10^6$ barns à une vitesse de 2200 m/s. Cet isotope est formé à partir de la décroissance de l'Iode 135 mais peut aussi être produit directement par la fission de $L'U^{235}$.

Vu que les durées de vie du Xénon et de l'Iode sont très courtes et que la section efficace d'absorption du Xénon est très grande, les concentrations de ces isotopes atteignent rapidement leur valeur de saturation et ce pour tous les réacteurs sauf ceux opérant à faibles flux.

IV.2.13. Ordre relatif d'importance des paramètres de contrôle

L'ordre d'importance des paramètres de contrôle observés lors du fonctionnement du réacteur est donné par la figure IV-10.

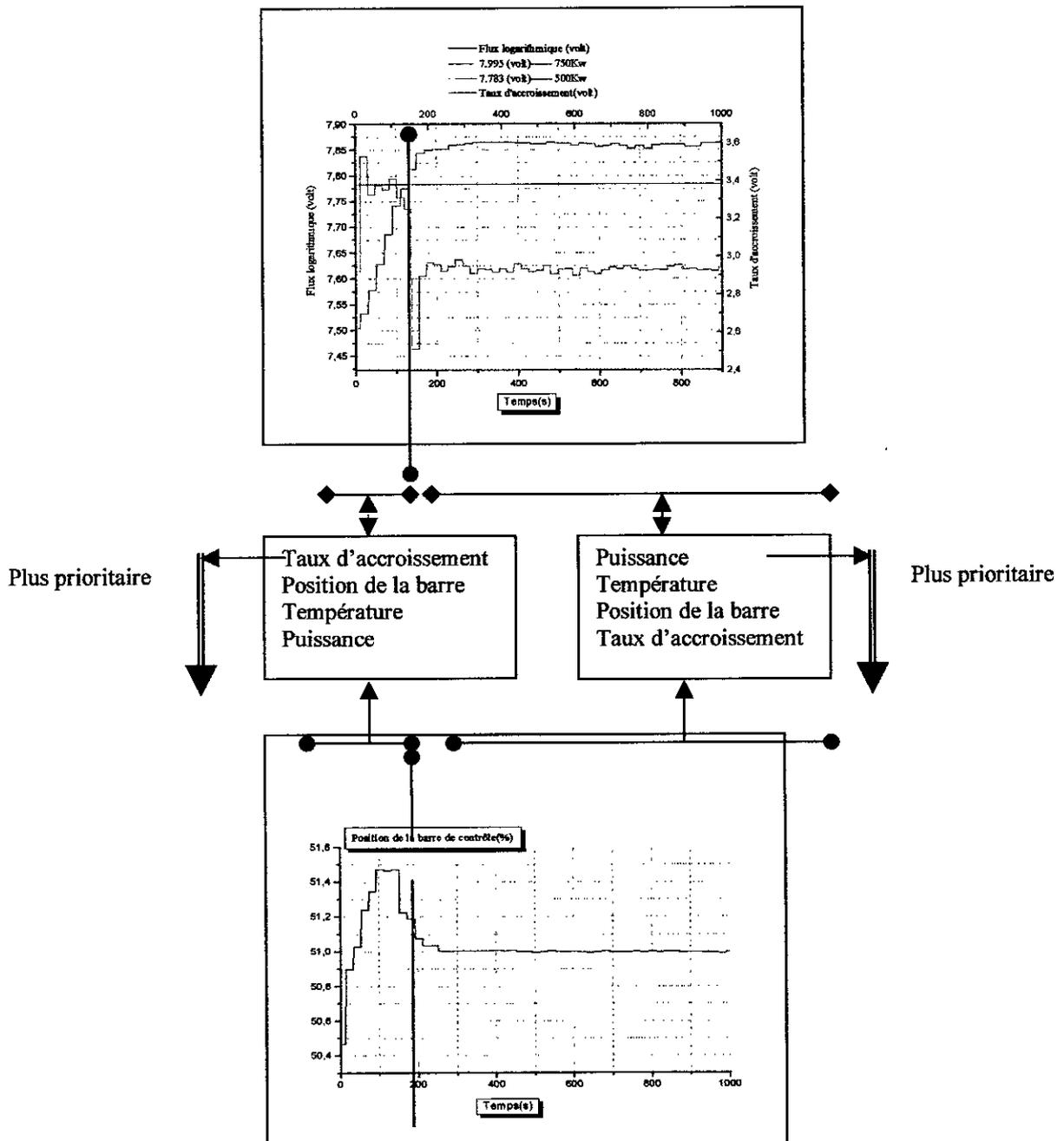


Figure IV-10 Ordre d'importance des paramètres

IV.3. Vérification de l'information

La base de connaissances conçue est utilisée pour la synthèse d'un système à base de règles floues. Ce dernier servira pour effectuer le changement de puissance d'un réacteur nucléaire. Il est important par conséquent, d'assurer à ce que les informations recueillies soient vérifiées [TSA99] [BER86] [BER88]. Ceci nous permet d'assurer la sécurité, la fiabilité et la robustesse de ce système.

Les réponses données par les opérateurs ont été vérifiées par l'observation de leurs actions manuelles durant le fonctionnement du réacteur et par l'exploitation des données expérimentales. Ces données ont été enregistrées durant plusieurs montées et descentes en puissance. Différentes expériences ont été étudiées pour vérifier les réponses des opérateurs, on peut citer comme exemple, l'expérience montrée sur la figure (IV-11) qui consiste à faire monter la puissance sur plusieurs paliers. Pour un palier de puissance de 100KW à 500KW (figure IV-13), L'opérateur extrait la barre à partir d'une position de 71.5% et il établit une période stable de 108s (taux d'accroissement de 0.93%/s). Lorsque la puissance s'approche du niveau de puissance désirée, l'opérateur commence à insérer la barre continuellement jusqu'à l'obtention d'une période infinie (taux d'accroissement nul) et d'une puissance stable de 500KW en positionnant la barre de contrôle B₃ à 72.96%.

Pour un palier de puissance de 500KW à 1000KW (figure IV-14), L'opérateur extrait la barre à partir d'une position de 72.96% et il établit une période stable de 286s (taux d'accroissement de 0.35%/s). Lorsque la puissance s'approche du niveau de puissance désirée, l'opérateur commence à insérer la barre continuellement jusqu'à l'obtention d'une période infinie (taux d'accroissement nul) et d'une puissance stable à 1000KW en positionnant la barre de contrôle B₃ à 74.55%. On note ici dans ce cas particulier, que l'insertion de la barre de contrôle a été effectuée plutôt que prévu vu que la puissance désirée est la puissance nominale du réacteur (figure IV-16).

Des perturbations qui sont dues à l'effet de la température apparaissent au niveau de la puissance. En effet, la variation de la température a un impact sur la stabilité de la puissance car elle introduit une réactivité négative dans le réacteur.

La compensation de cet effet se fait généralement par la barre de contrôle fin et ce en connectant le pilotage automatique. La position de cette barre se situe entre 40% et 60% [ADD97][INV89a] [INV89b]. Chaque fois que celle-ci sort de cette gamme (>60% ou <40%) (figure IV-12), l'opérateur déconnecte le système automatique et il extrait la barre de contrôle pour compenser l'anti-réactivité introduite, il repositionne la barre fine à 50% de sa position, la barre B₃ restant stationnaire.

Un changement entre les rôles des barres de contrôle (B₃, B₁) a été nécessaire durant cette expérience (figure IV-15) du moment que la barre de contrôle B₃ sort de la zone linéaire (20% à 80%). Par conséquent, B₁ est sollicitée pour compenser les variations de réactivité (figures IV-15).

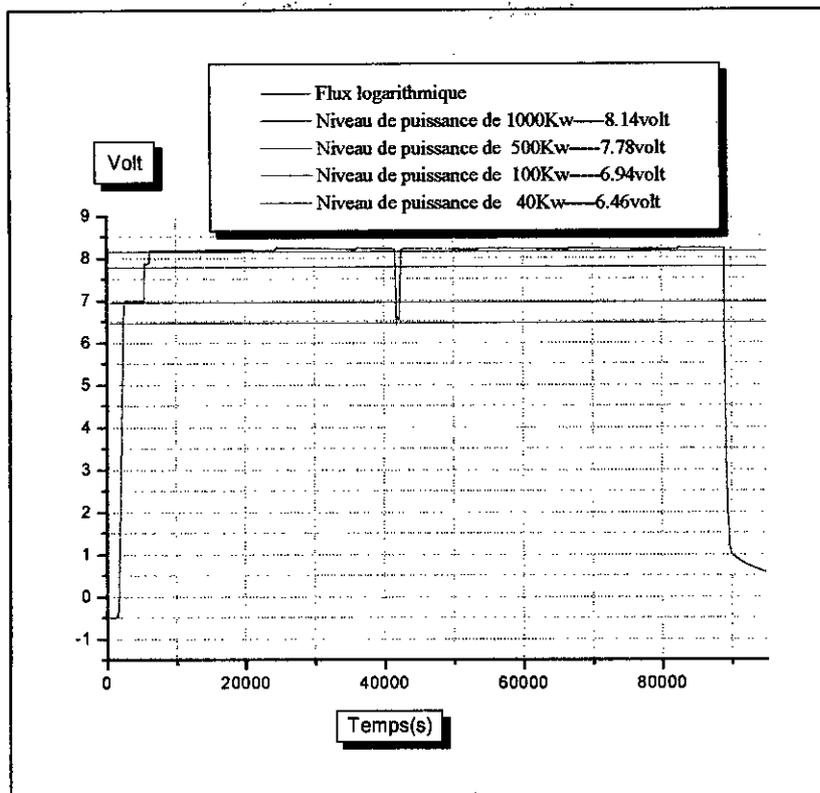


Figure IV-11 Changement de puissance sur plusieurs paliers

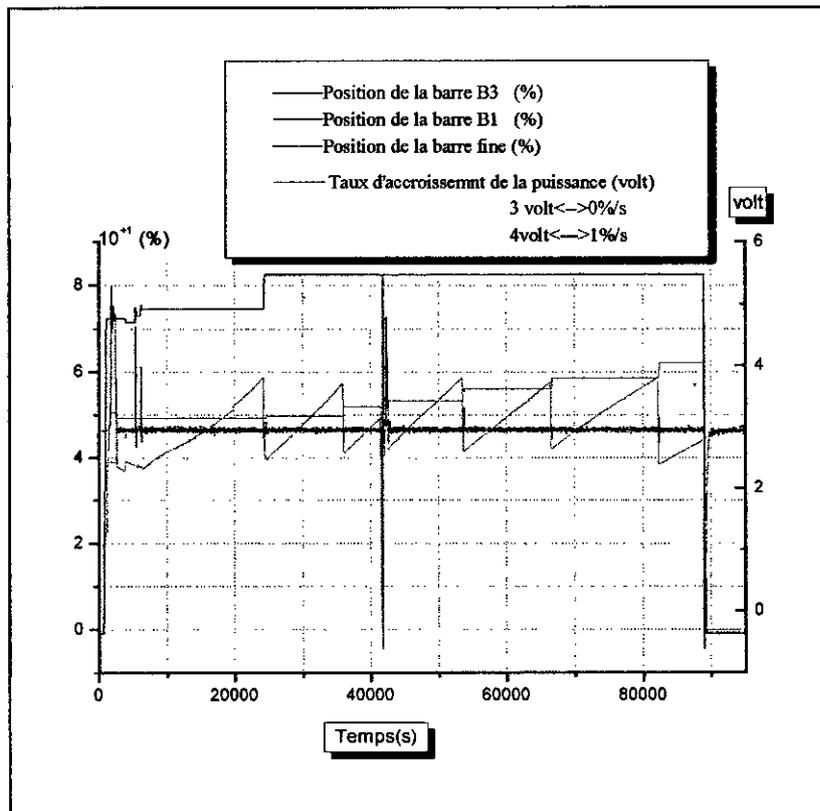


Figure IV-12 Evolution des paramètres de contrôle durant l'expérience

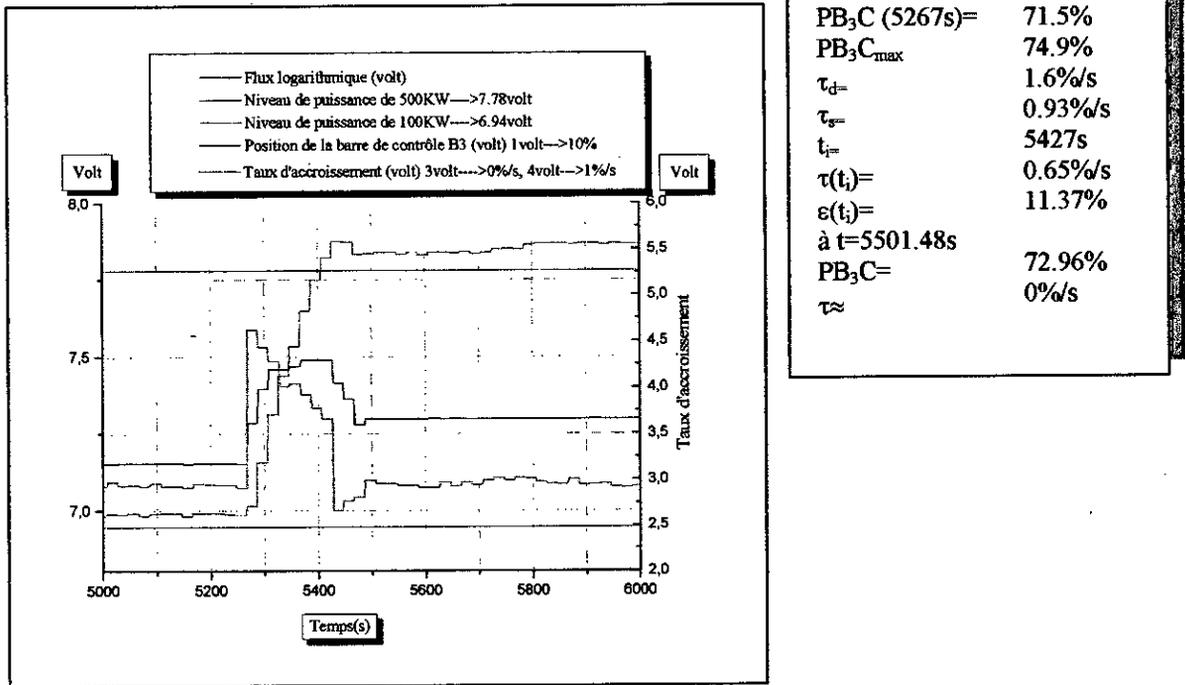


Figure IV-13 Augmentation de puissance sur un palier de 100KW à 500KW

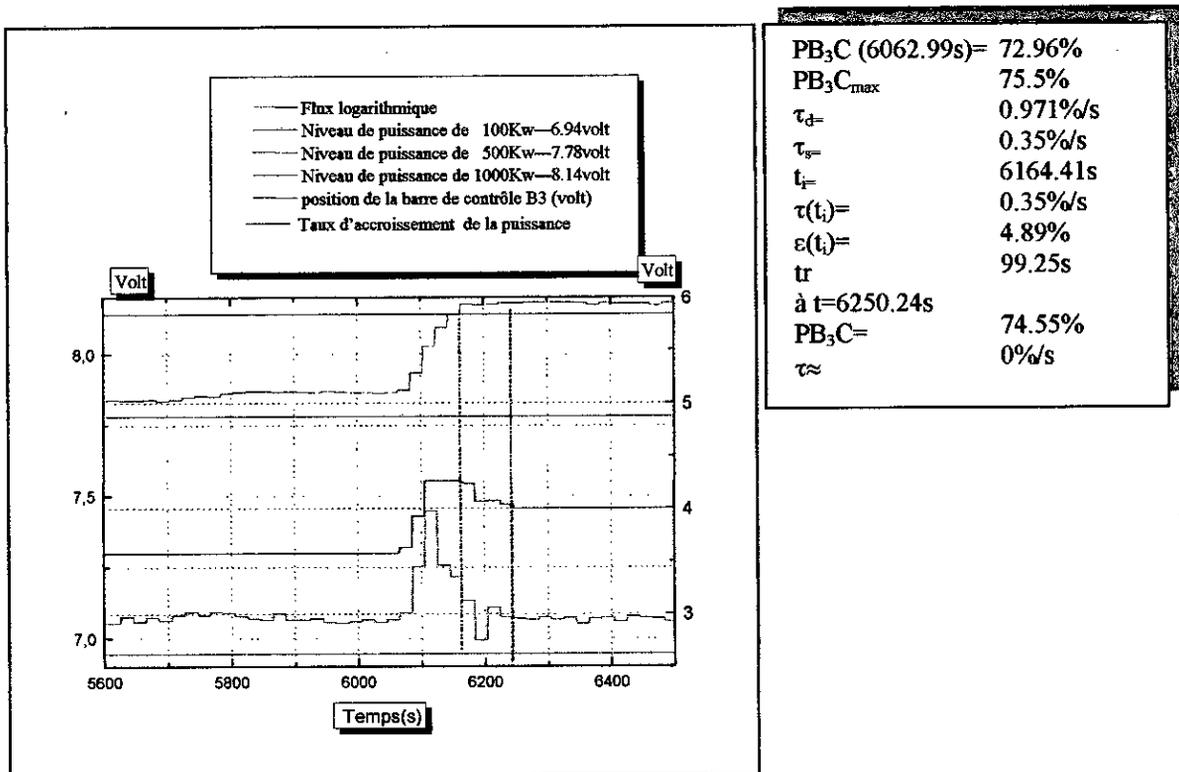
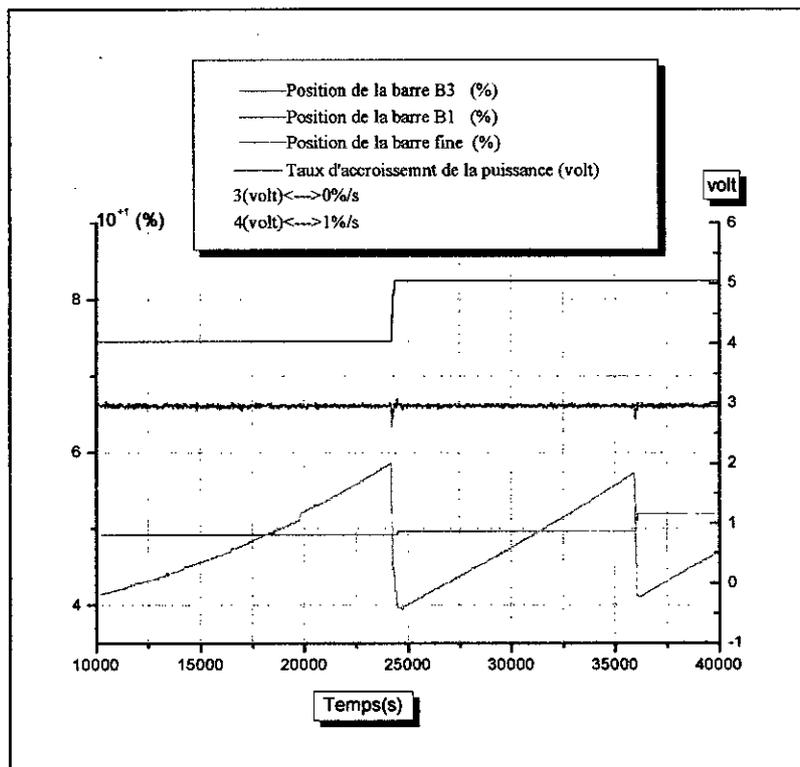
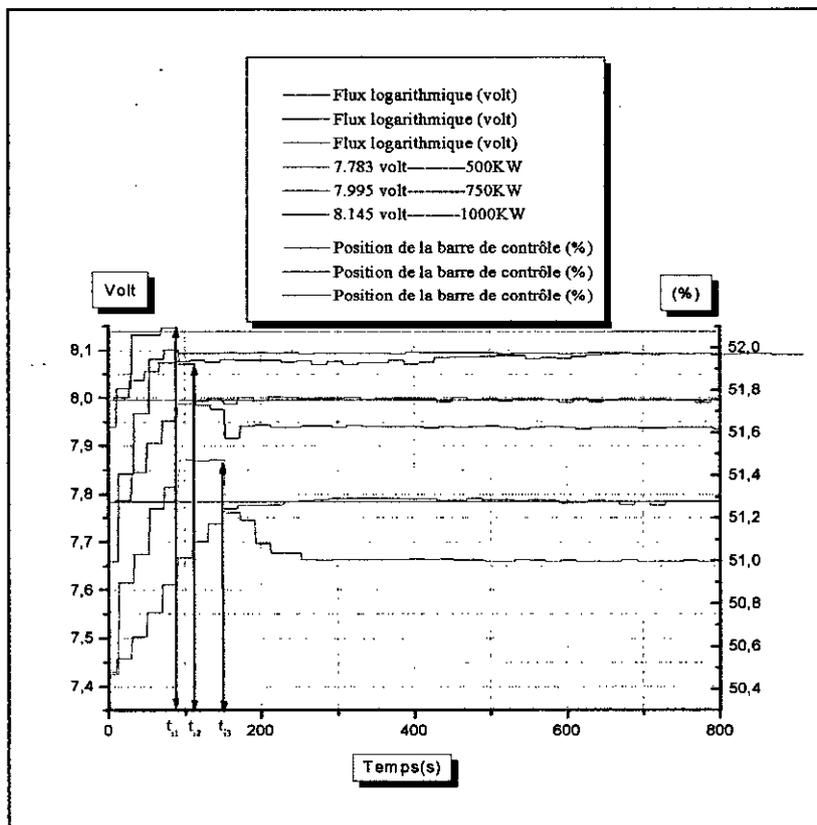


Figure IV-14 Changement de puissance sur un palier de 500KW à 1000KW .



PB ₃ C (24212.61s)=	74.6%
PB ₁ C (24212.61s)=	49.29%
PB ₃ C (24371.07s)	82.2%
PB ₁ C (24371.07s)	49.29%
PB ₃ C (36018s)	82.2%
PB ₁ C (36018s)	51.9%

Figure IV-15 Changement de configuration (Commutation entre les barres de contrôle).



t_{i1}	= 88s
t_{i2}	= 112s
t_{i3}	= 151s

Figure IV-16 Moments d'insertion de la barre de contrôle pour plusieurs niveaux de puissance.

IV.4. Organisation de la base de connaissances

Cette étape est consacrée à la structuration des informations recueillies sur l'opération du réacteur.

A cet effet, il est nécessaire d'accomplir les trois objectifs suivants :

- Identifier les paramètres utilisés par l'opérateur pour le contrôle.
- Déduire les labels linguistiques qui sont utilisés par l'opérateur pour classifier les valeurs mesurées de chaque paramètre.
- Déterminer les règles conditionnelles qui relient les labels linguistiques et les actions de contrôle spécifique.

IV.4.1 Identification des paramètres de Contrôle

Les paramètres d'entrée impliqués dans le contrôle de la puissance du réacteur nucléaire pour les deux régimes de fonctionnement sont :

Régime transitoire

- Le taux d'accroissement de la puissance τ variant entre $[-4\%/s, +4\%/s]$.
- L'erreur relative entre la puissance mesurée et la puissance désirée ε variant entre $[-100\% ; 100\%]$.

Régime permanent

- La position de la barre fine PBF variant entre $[0\%, 100\%]$.
- L'erreur relative entre la puissance mesurée et la puissance désirée ε située dans la gamme $[-4\%, +4\%]$

Les paramètres de sortie correspondant aux actions de contrôle sont :

Régime transitoire :

- Le mouvement de la barre de contrôle MOBC dont la vitesses varient dans la gamme de $[-0.54\text{mm/s}, +0.54\text{mm/s}]$

Régime permanent :

- Le mouvement de la barre de contrôle MOBC dont la vitesses varient dans la gamme de $[-0.54\text{mm/s}, +0.54\text{mm/s}]$
- Le mouvement de la barre fine MOBF dont la vitesses varient dans la gamme de $[-10.33\text{mm/s}, +10.33\text{mm/s}]$

IV. 4.2 Représentation des connaissances

Cette phase consiste à exprimer les valeurs des paramètres mesurés sous forme de valeurs linguistiques.

L'univers de discours de chaque paramètre est subdivisé en plusieurs classes avec une distribution équidistante et chevauchement (figures IV-17 et IV-18).

Le choix des formes triangulaires s'est avéré le plus approprié pour les paramètres de contrôle [BER88][RUA95]

Les paramètres de commande ont été choisis de type singleton.

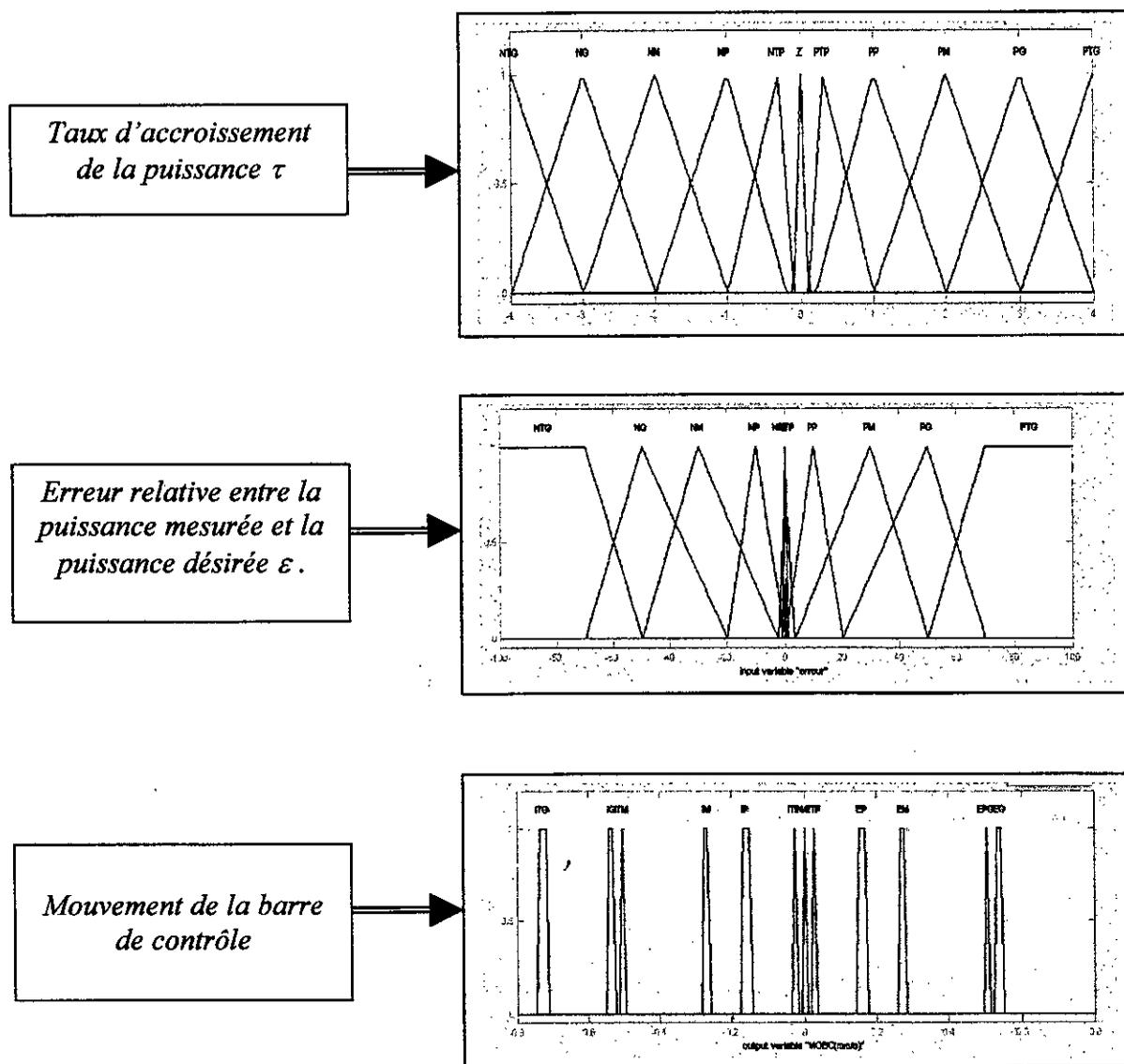


Figure IV-17 Représentation des paramètres de contrôle et de commande sous formes linguistiques pour le régime de fonctionnement transitoire

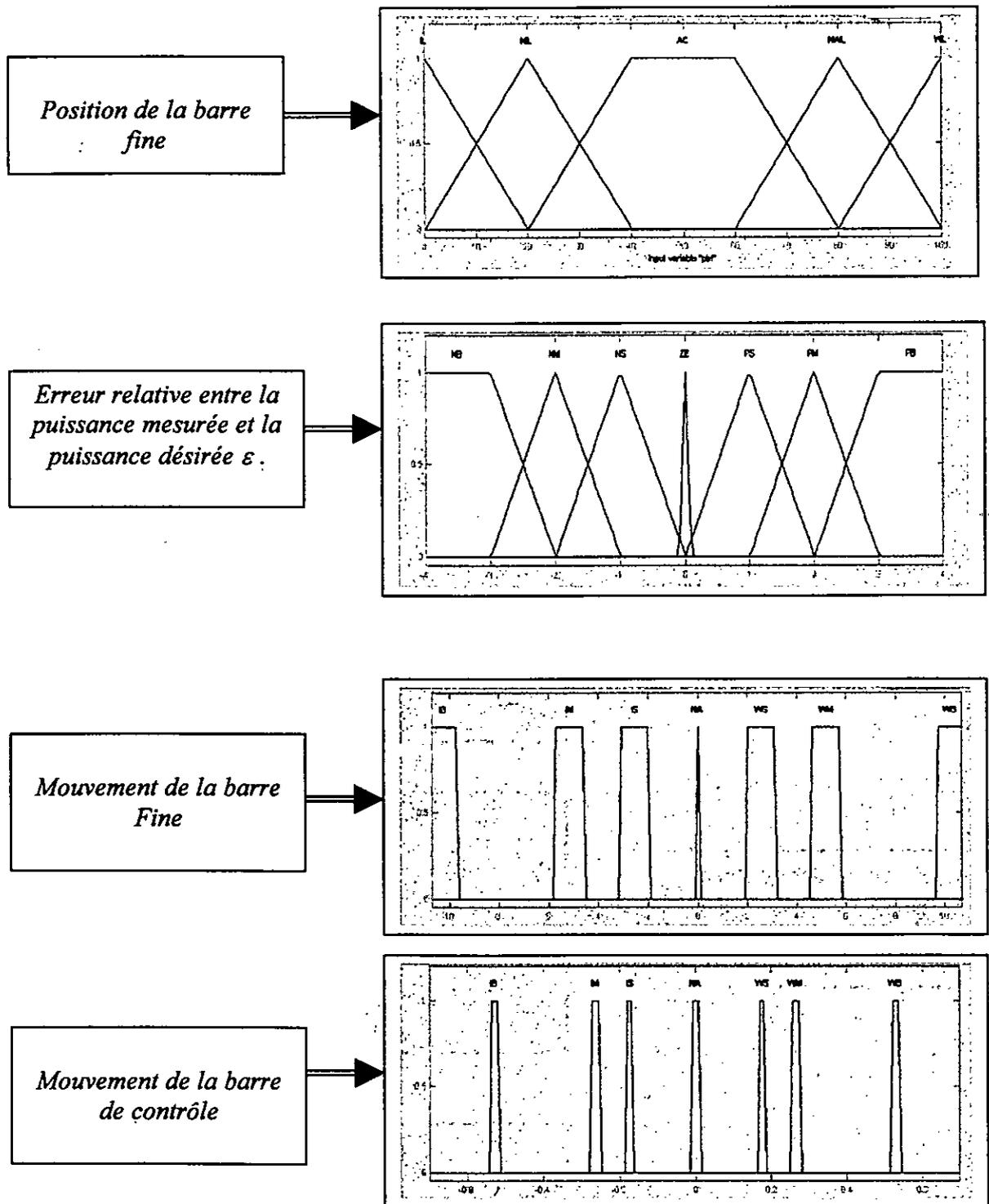


Figure IV-18 Représentation des paramètres de contrôle et de commande sous Formes linguistiques pour le régime de fonctionnement permanent

Les règles conditionnelles qui relient les labels linguistiques et les actions de contrôle spécifique ont été établies conformément aux procédures d'opération.

Les tables de règles utilisées pour la conception des contrôleurs flous sont données dans le chapitre V, figures V-2, V-3 et V-4.

Chapitre V

Chapitre V

*Conception et Validation
des Contrôleurs Flous*

V.1 Introduction

Un système à base de règles et de connaissances incorporant la logique floue a été conçu et validé sur un réacteur nucléaire de recherche.

La logique floue peut mieux fonctionner sous des conditions dégradées. Le contrôleur flou est moins sensible aux bruits et il exige moins de mouvements des barres de contrôle. Plusieurs tests ont montré que ces contrôleurs flous ajustent la puissance du réacteur d'une manière rapide et continue sans provoquer de dépassements dans les réponses de changement de paliers de puissance. Ces contrôleurs sont également robustes vis à vis des perturbations internes et externes.

Dans ce chapitre, on décrit la structure et les caractéristiques du système à base de règles conçu. Sa validation sur un réacteur nucléaire de recherche par simulation est présentée. Les résultats ainsi obtenus sont discutés et comparés aux résultats expérimentaux obtenus par le contrôleur classique.

V.2 Structure du contrôleur flou

Le contrôleur flou est composé de deux sous contrôleurs (figure V.1) :

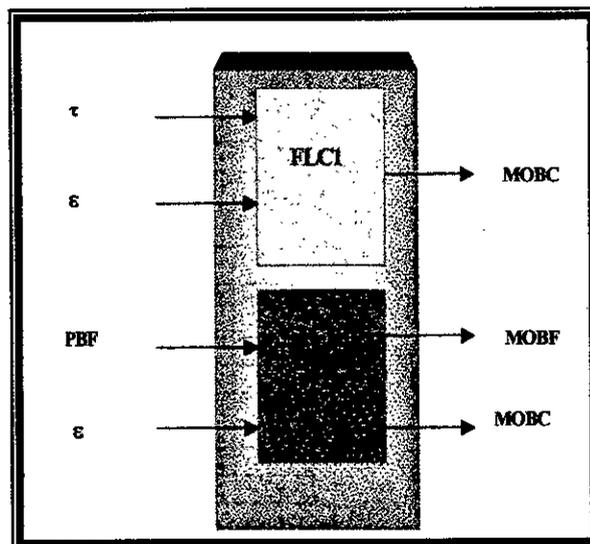


Figure V.1. Structure générale du contrôleur flou

- L'un est destiné pour le fonctionnement en régime dynamique (FLC1).
- L'autre est destiné pour le fonctionnement en régime permanent (FLC2).

Les variables d'entrée sont :

- τ : Taux d'accroissement de la puissance (%/s).
- ε : Erreur relative entre la puissance mesurée et la puissance désirée (%).
- PBF : Position de la barre fine (%).

Les variables de sortie sont :

- MOBC : Mouvement de la barre de contrôle (mm/s).
- MOBF : Mouvement de la barre fine (mm/s).

L'amplitude de MOBC et l'amplitude de MOBF représentent la vitesse de déplacement de la barre et leurs signes représentent la direction du déplacement.

V.2. Caractéristiques du contrôleur flou FLC1

La conception du contrôleur FLC1 a été accomplie en se basant sur des connaissances recueillies à partir de l'expérience des opérateurs du réacteur nucléaire de recherche. Ce système est destiné pour le contrôle de la puissance dans la phase transitoire.

Un contrôleur flou généralement est caractérisé par :

- Les fonctions d'appartenance des variables d'entrée.
- Les fonctions d'appartenance des variables de sortie.
- La table de règles de décision.
- La relation entre les variables d'entrée et de sortie.

Les caractéristiques du contrôleur FLC1 sont données par les figures (V-2) et (V-3). Elles ont été obtenues après plusieurs essais de simulation. Ces derniers ont permis d'avoir une commande numérique convenable qui donne de meilleurs résultats sur la stabilité de la puissance et d'éviter la divergence du réacteur.

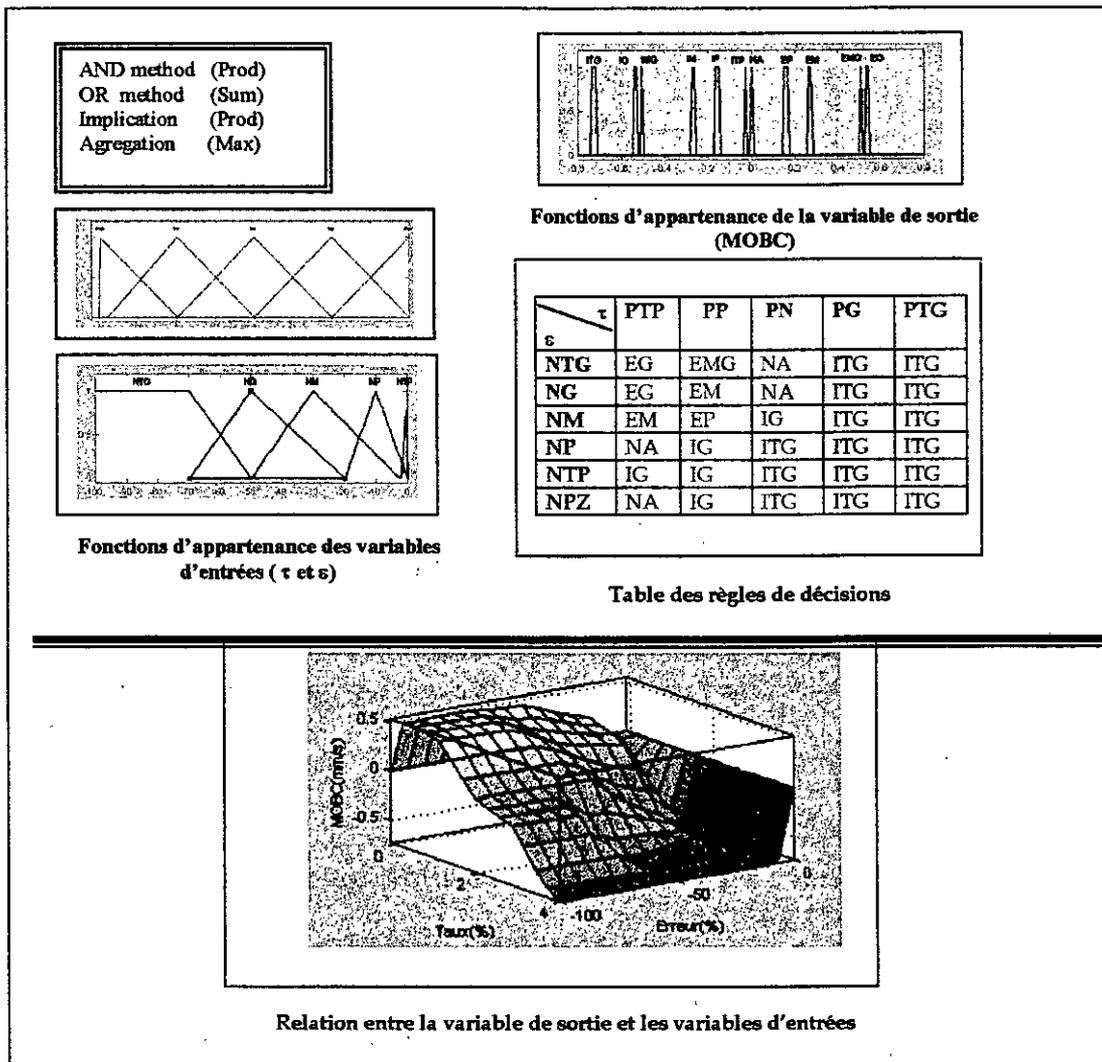


Figure V-2 Caractéristiques du contrôleur flou à base de règles FLC1 (pour la montée en puissance)

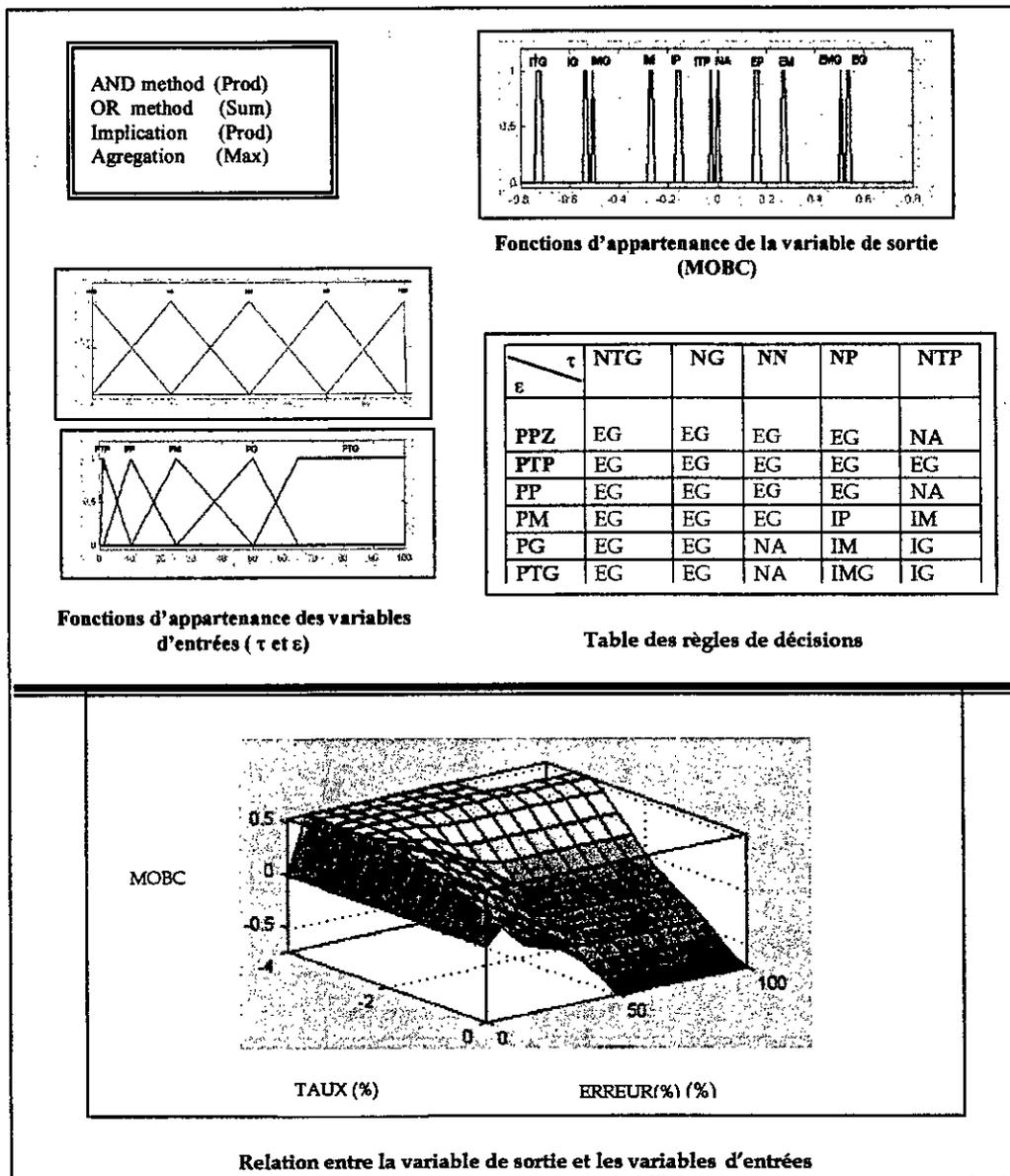


Figure V-3. Caractéristiques du contrôleur flou à base de règles FLC1 (pour la descente en puissance)

Avec :

- | | |
|--|--|
| <p>NTG : Négatif Très Grand.
 NG : Négatif Grand.
 NN : Négatif Normal.
 NP : Négatif Petit.
 NTP : Négatif Très Petit.
 NPZ : Négatif Proche de Zéro
 PTP : Positif Très Petit.
 PP : Positif Petit.
 PN : Positif Normal.
 PG : Positif Grand.
 PTG : Positif Très Grand
 PM : Positif Moyen</p> | <p>EG : Extraction Grande.
 EMG : Extraction Moyennement grande.
 EM : Extraction Moyenne.
 EP : Extraction Petite.
 NA : Non Action .
 ITP : Insertion Très Petite.
 IP : Insertion Petite.
 IM : Insertion Moyenne.
 IMG : Insertion Moyennement Grande.
 IG : Insertion Grande.
 ITG : Insertion Très Grande</p> |
|--|--|

V.4 Caractéristiques du contrôleur flou (FLC2) :

La conception de ce contrôleur a été faite en se basant sur le fonctionnement de la boucle de pilotage automatique [INV87a][INV87b][INV87c][ADD97]. Ce contrôleur est utilisé pour le réglage fin, il permet d'améliorer la stabilité et la précision de la puissance du réacteur considéré en minimisant les fluctuations.

Les caractéristiques du contrôleur FLC2 sont représentées sur la figure V-4.

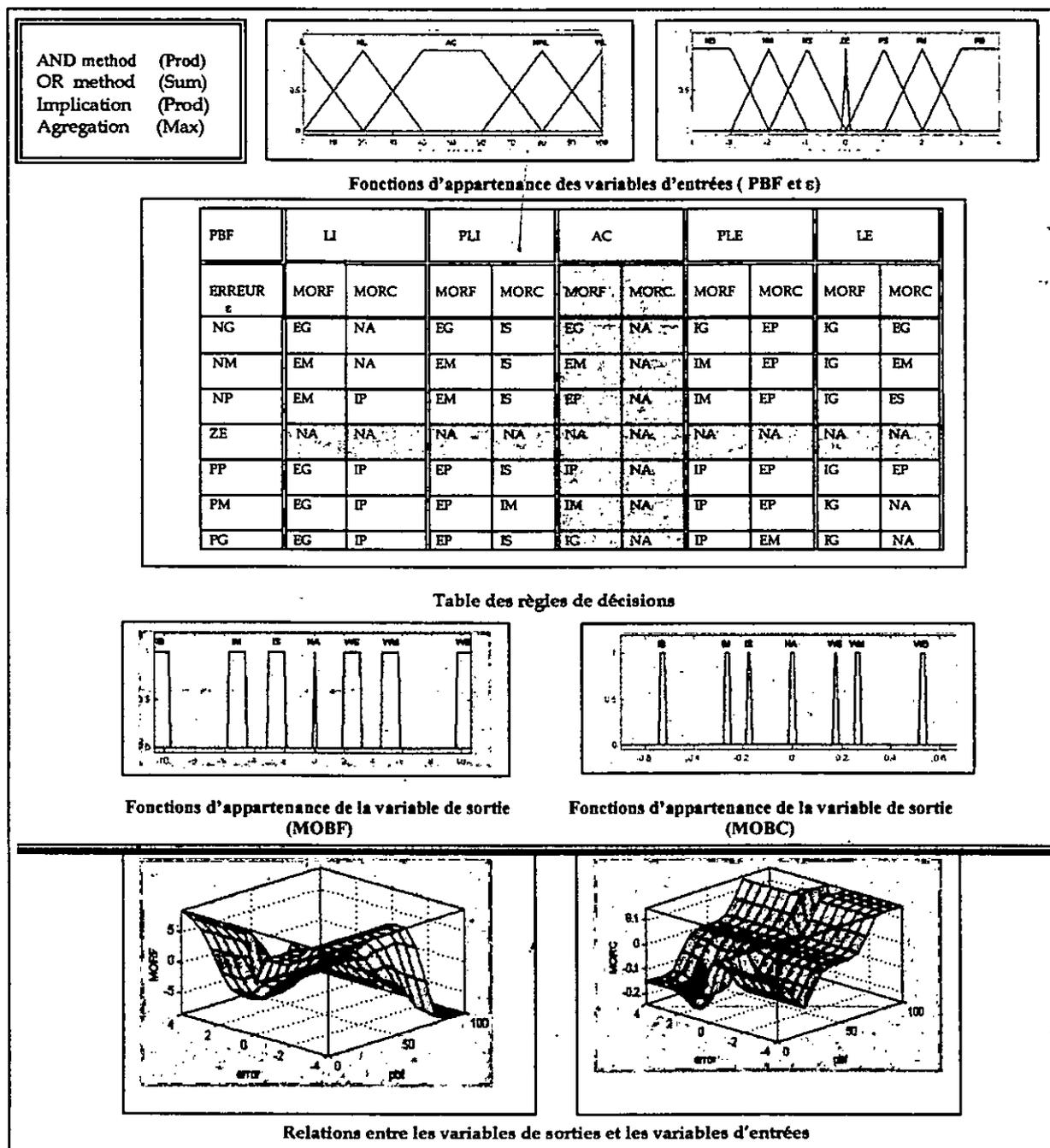


Figure V-4 Caractéristiques du contrôleur flou à base de règles FLC2 (pour le réglage fin)

- Le contrôleur FLC1 destiné pour le régime transitoire dont les paramètres d'entrée sont le taux d'accroissement de puissance τ , l'erreur relative (ϵ) entre la densité neutronique de consigne n_c et la densité neutronique n_m et le paramètre de sortie le mouvement de la barre de contrôle MOBC.
- Le contrôleur FLC2 destiné pour le régime permanent dont les paramètres d'entrée sont l'erreur relative (ϵ) et la position de la barre fine PBF et le paramètre de sortie le mouvement de la barre fine MOBF.

Le contrôleur flou FLC1 permet d'effectuer des changements de puissance sur différents paliers et maintenir le niveau de puissance stable. Le contrôleur FLC2 permet de minimiser l'erreur obtenue par FLC1 et de compenser les variations de réactivité introduites par l'effet de température.

La réactivité est déterminée à partir des positions des barres de contrôle (réglage gros et réglage fin) par l'exploitation des courbes d'efficacité de ces barres (figures III-8, III-9). Ces positions sont obtenues après intégration des signaux de sortie des contrôleurs.

Cette boucle a été testée dans des conditions normales et dégradés (en tenant compte des perturbations internes et externes).

Les résultats de simulation obtenus avec ces deux contrôleurs sont présentés sur les figures V-6 à V-8, V-10 à V-19, V-21 à V-25, V-27 à V-41, V-43 à V-44, V-46 à V-47, V-49 à V-50.

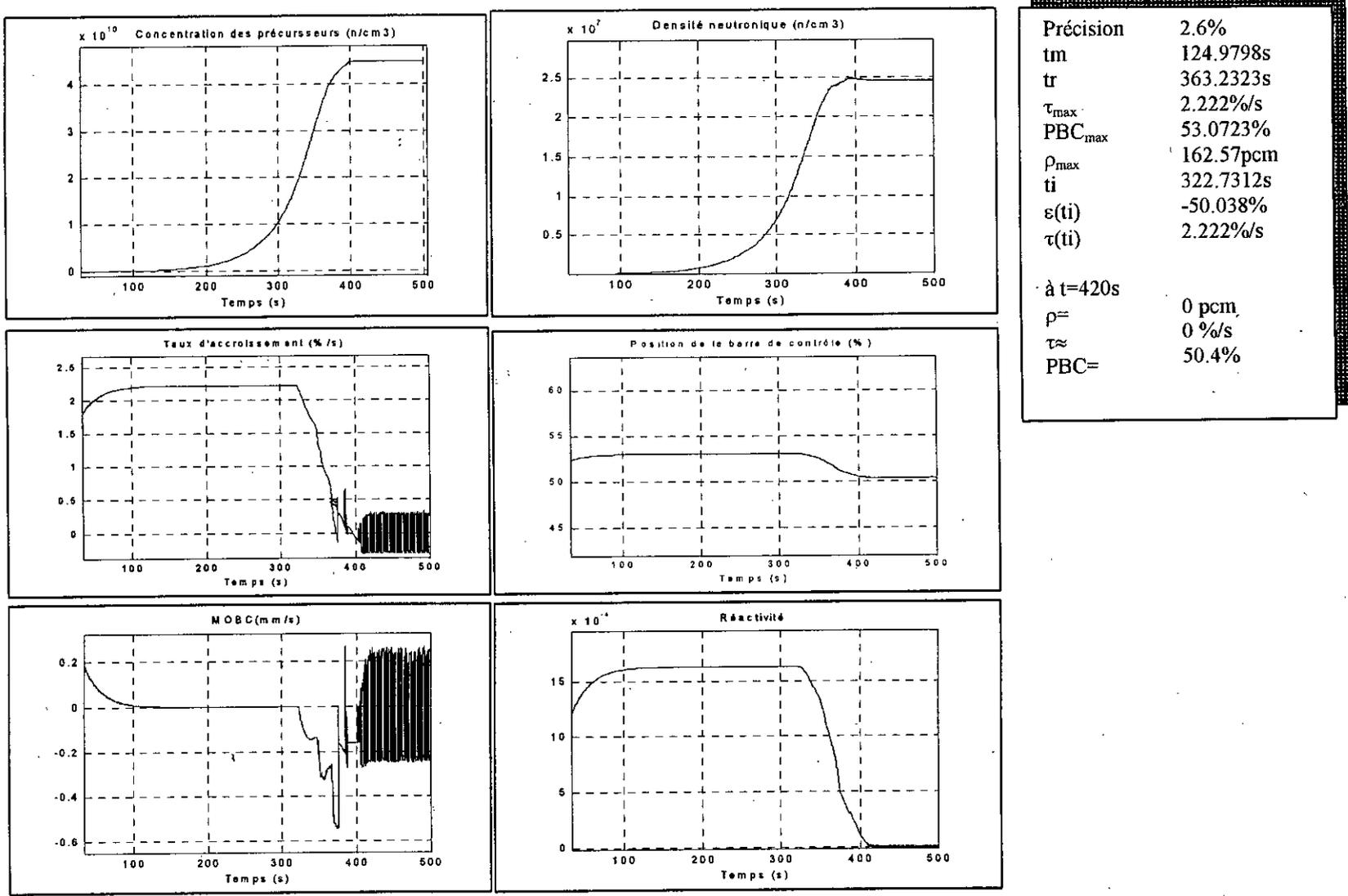
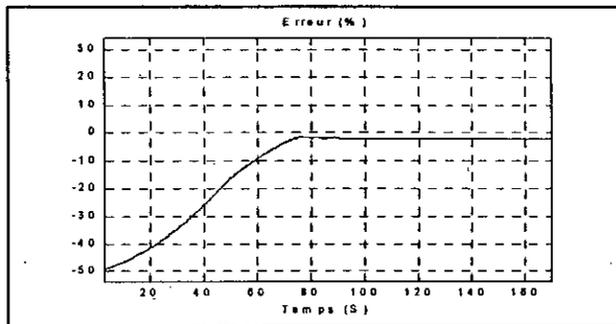
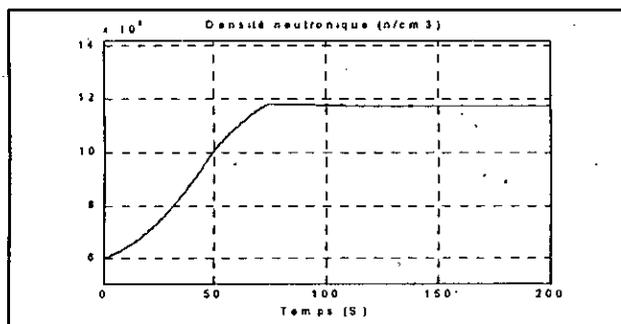


Figure V-6 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 0KW à 10KW (densité neutronique de $3 \times 10^4 n/cm^3$ à $2.4 \times 10^7 n/cm^3$) sans l'effet thermique.



Precision	-2.1%
tm	53.189s
tr	66.6s
τmax	1.283%/s
ρmax	97.857pcm
PBCmax	52%
ti	47s
τ(t)	1.22%/s
ε (ti)	-18.6%
à t= 142.2s	ρ =0pcm, τ=0%/s PBC= 50.4%

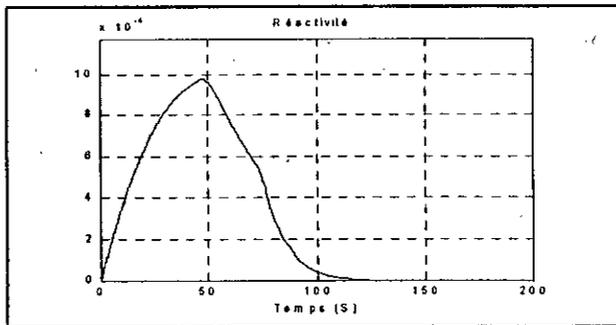
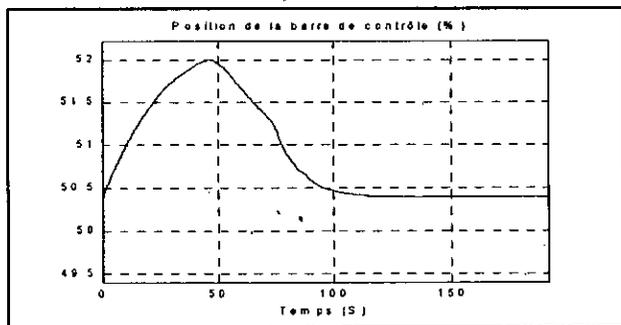
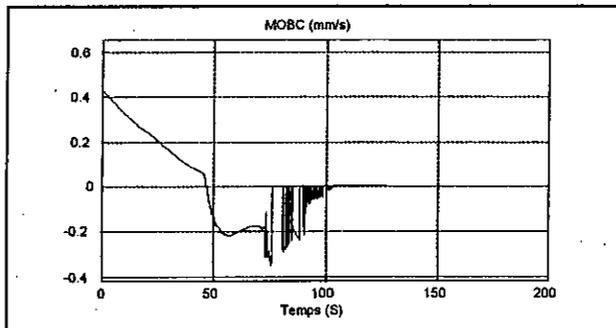
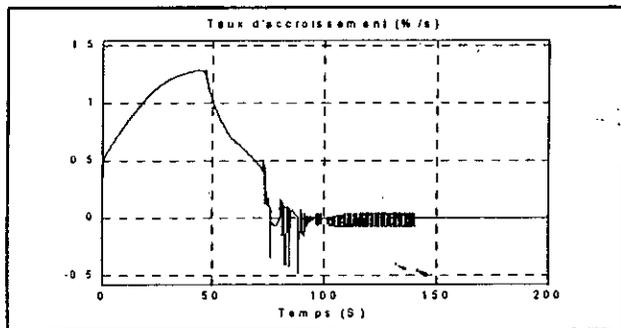


Figure V-7 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250Kw à 500K W (densité neutronique de 0.6×10^{19} n/cm³ à 1.2×10^{19} n/cm³)

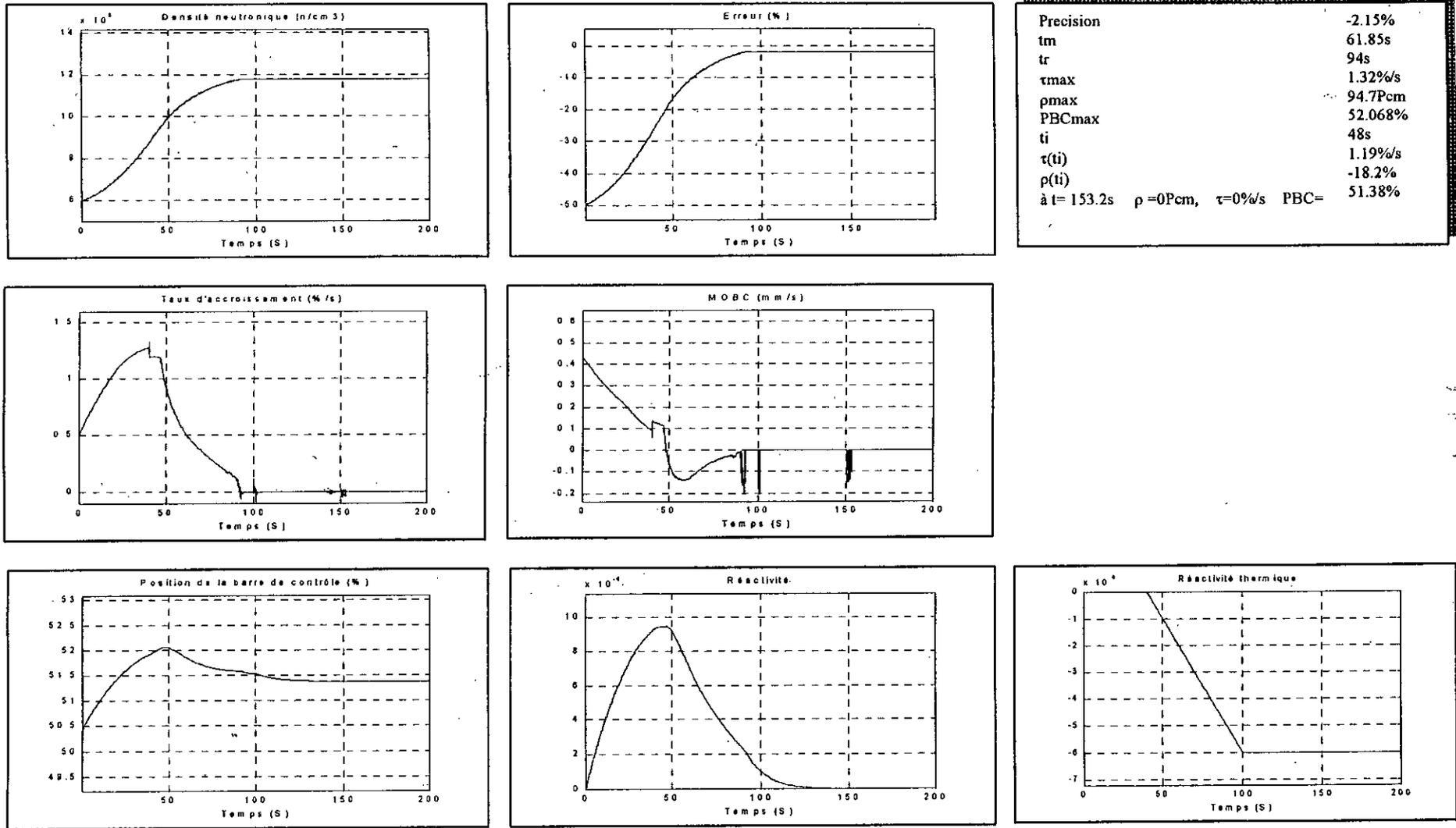
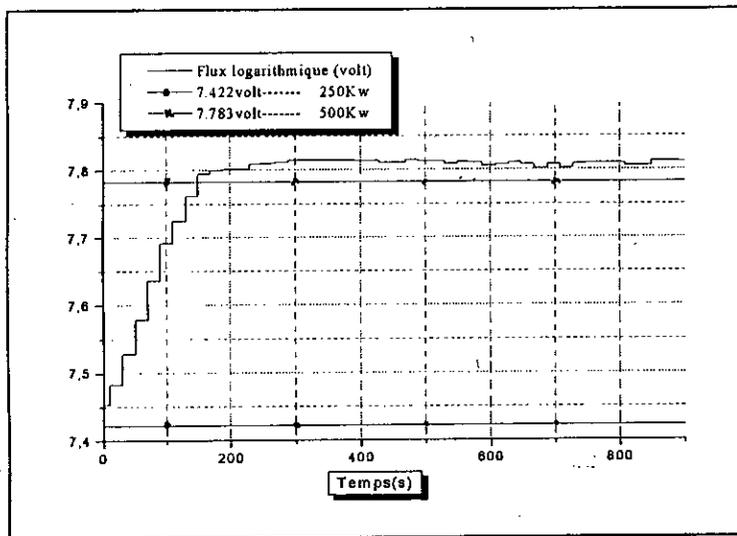


Figure V-8 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.



Précision	6.065%
t_m	118.85s
t_r	148.86s
τ_{max}	0.532%/s
PBC_{max}	51.47%
t_i	151.535s
$\tau(t_i)$	0.251%/s
$\varepsilon(t_i)$	+2.098%
à $t = 286.99s$ $\tau = -0.050\%/s$	
PCB =	50.997%

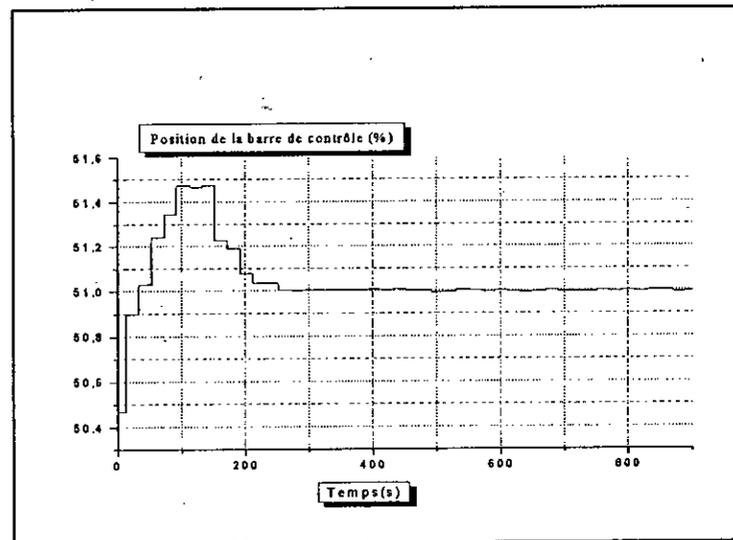
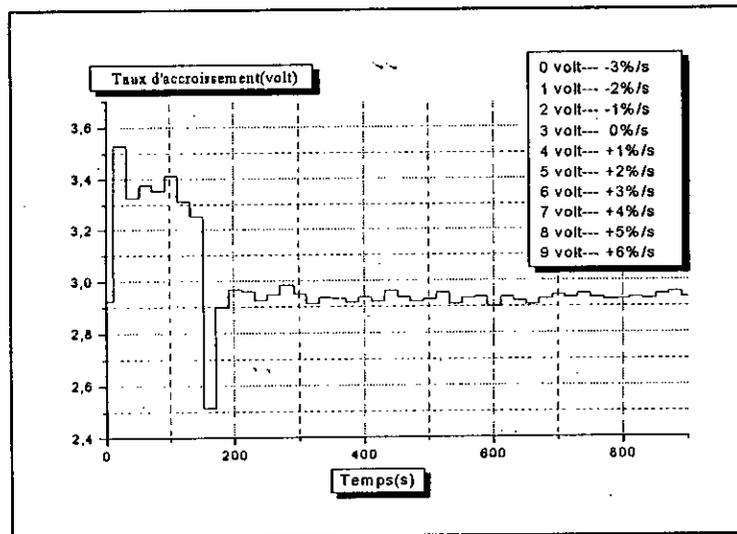


Figure V-9 Résultats Expérimentaux pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW.

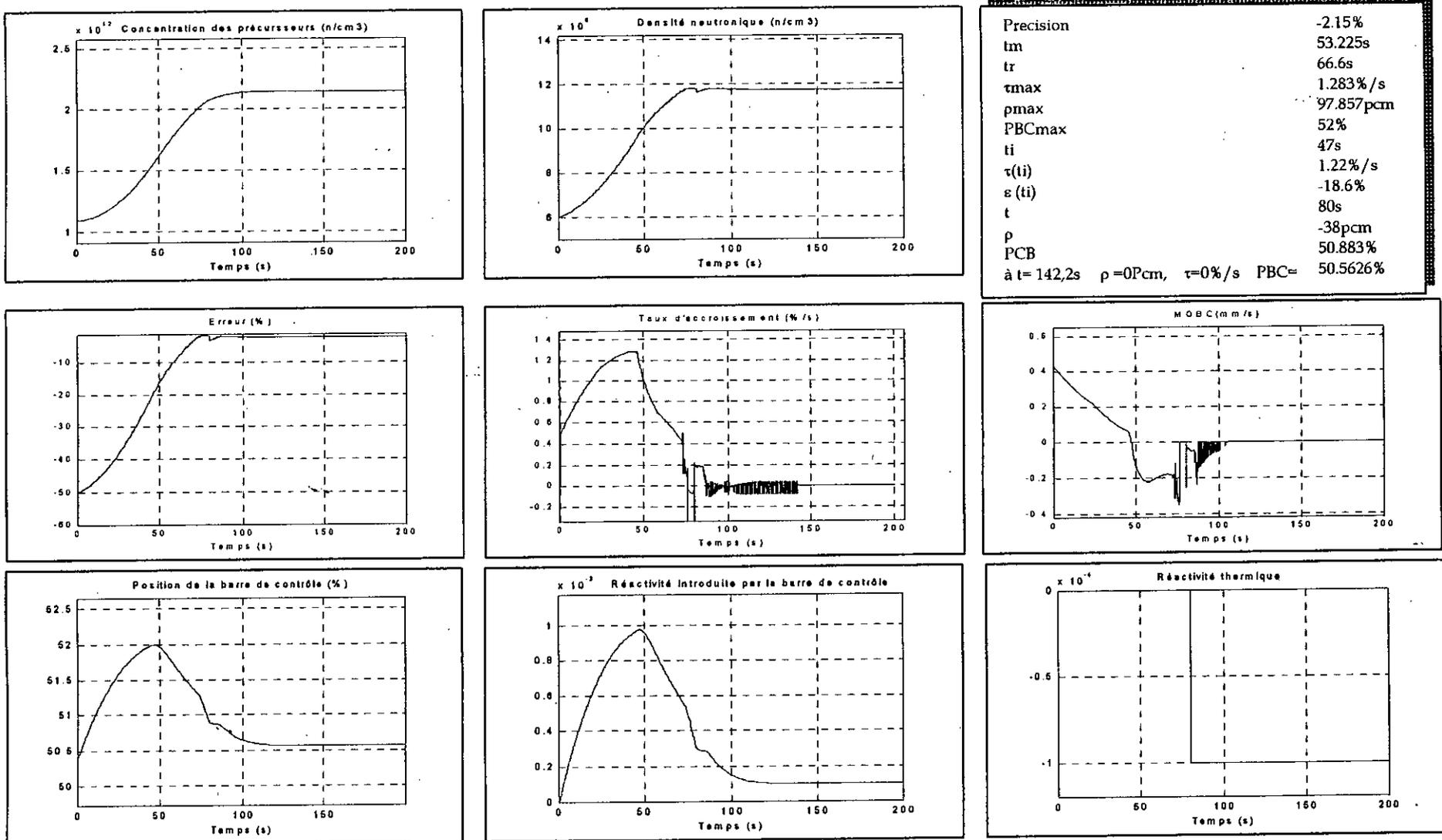


Figure V-10 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de 0.6×10^{19} n/cm³ à 1.2×10^{19} n/cm³) avec une perturbation sur la réactivité de type échelon de -10pcm .

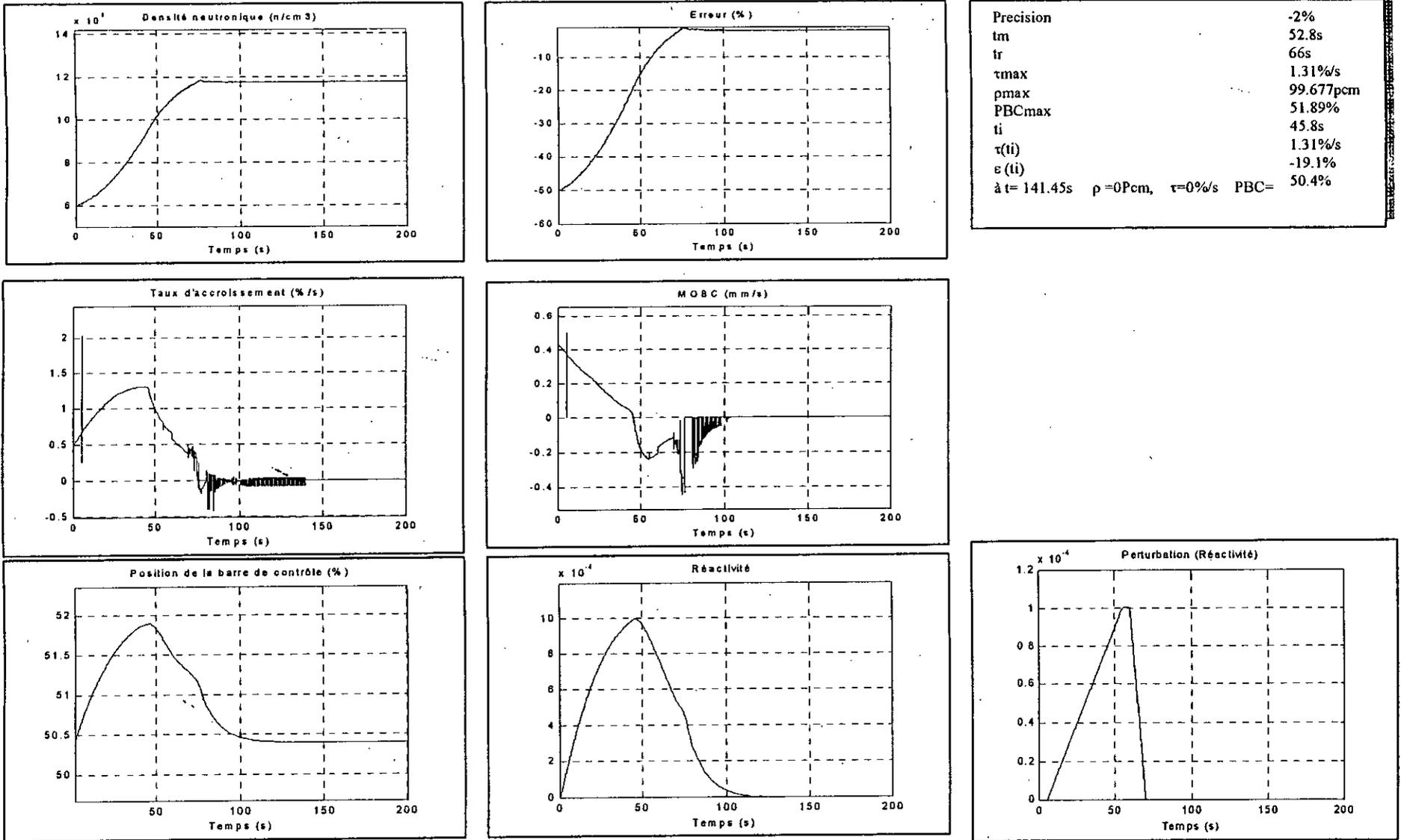
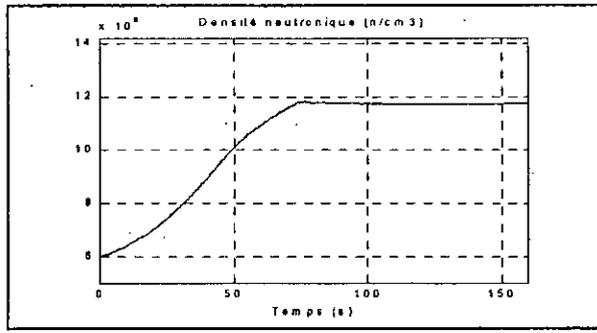
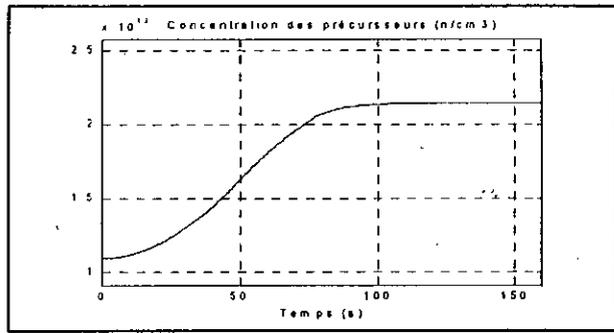


Figure V-11 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 750KW (densité neutronique de 0.6×10^{19} n/cm³ à 1.2×10^{19} n/cm³) avec une perturbation de réactivité positive.



Precision	-2.15%
t _m	53.3s
t _r	66.6s
τ _{max}	1.296%/s
ρ _{max}	98.143pcm
PBC _{max}	46.57%
t _i	46.67s
τ(t _i)	1.23%/s
ε(t _i)	-18.7%
à t= 141.81s	ρ=0Pcm, τ=0%/s PBC= 45%

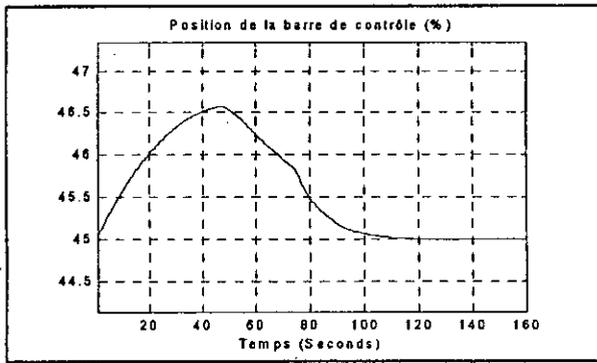
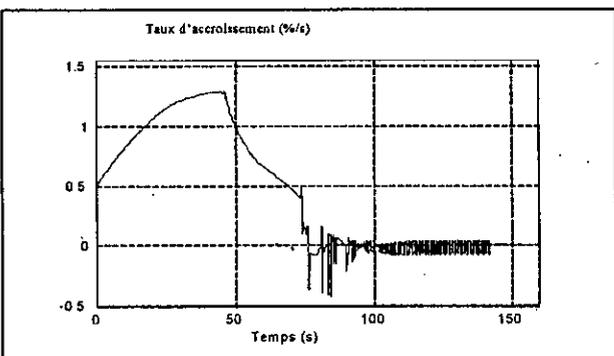
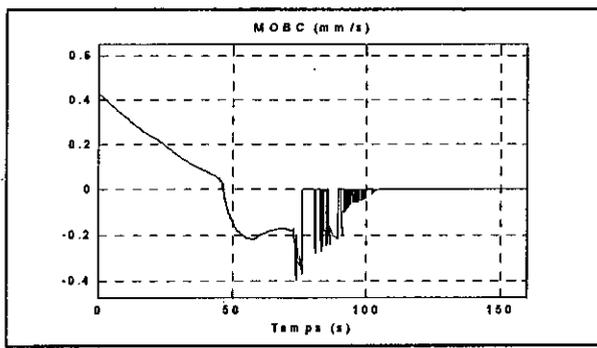
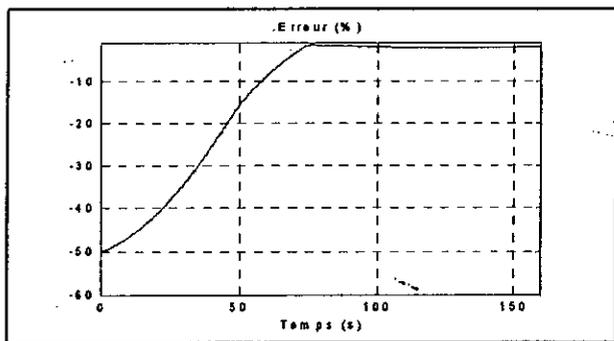
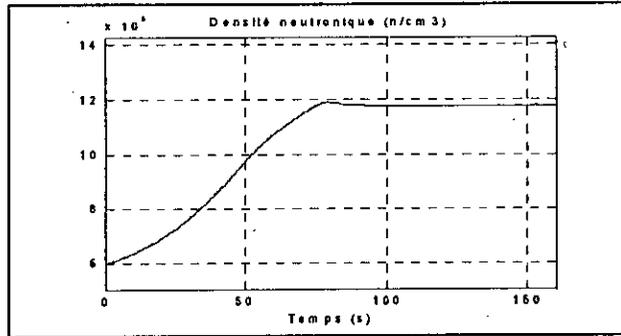
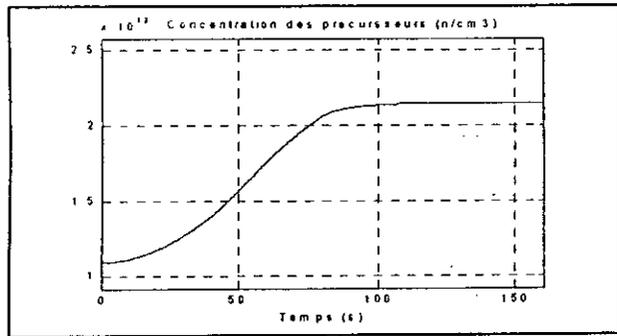


Figure V-12 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec la position de la barre de contrôle à l'état critique (45 %).



Precision	-1.89%
tm	54s
tr	68.6s
τmax	1.254%/s
ρmax	95.55pcm
PBCmax	61.84%
ti	49.7s
τ(ti)	1.18%/s
ε (ti)	-18.57%
à t= 140s	ρ=0Pcm, τ=0%/s PBC= 60%

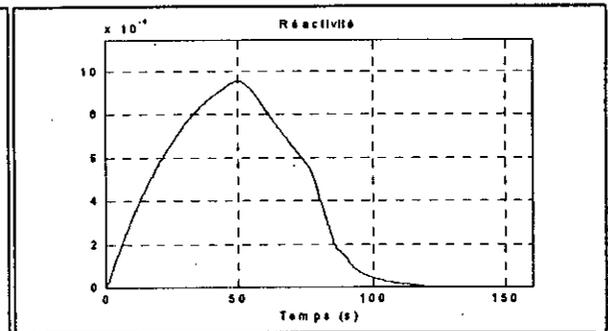
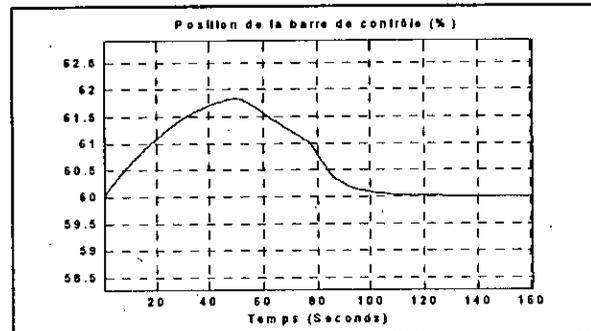
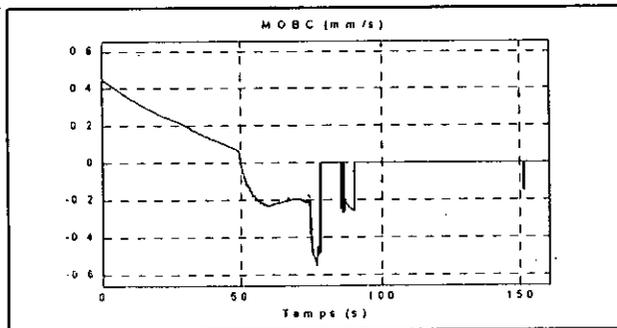
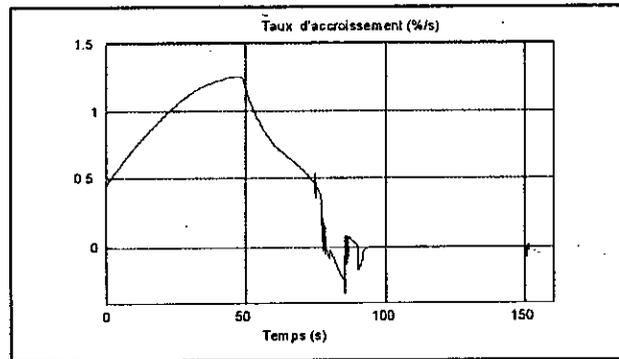
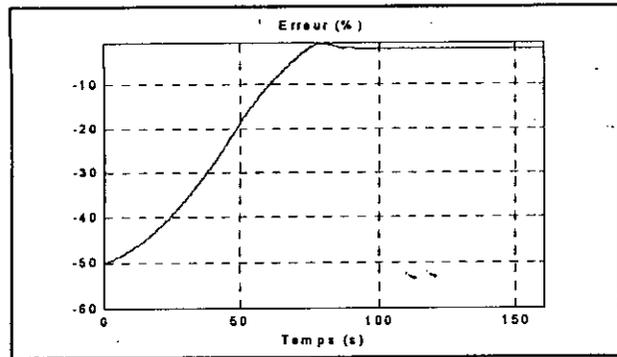


Figure V-13 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 500KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec la position de la barre de contrôle à l'état critique (60 %).

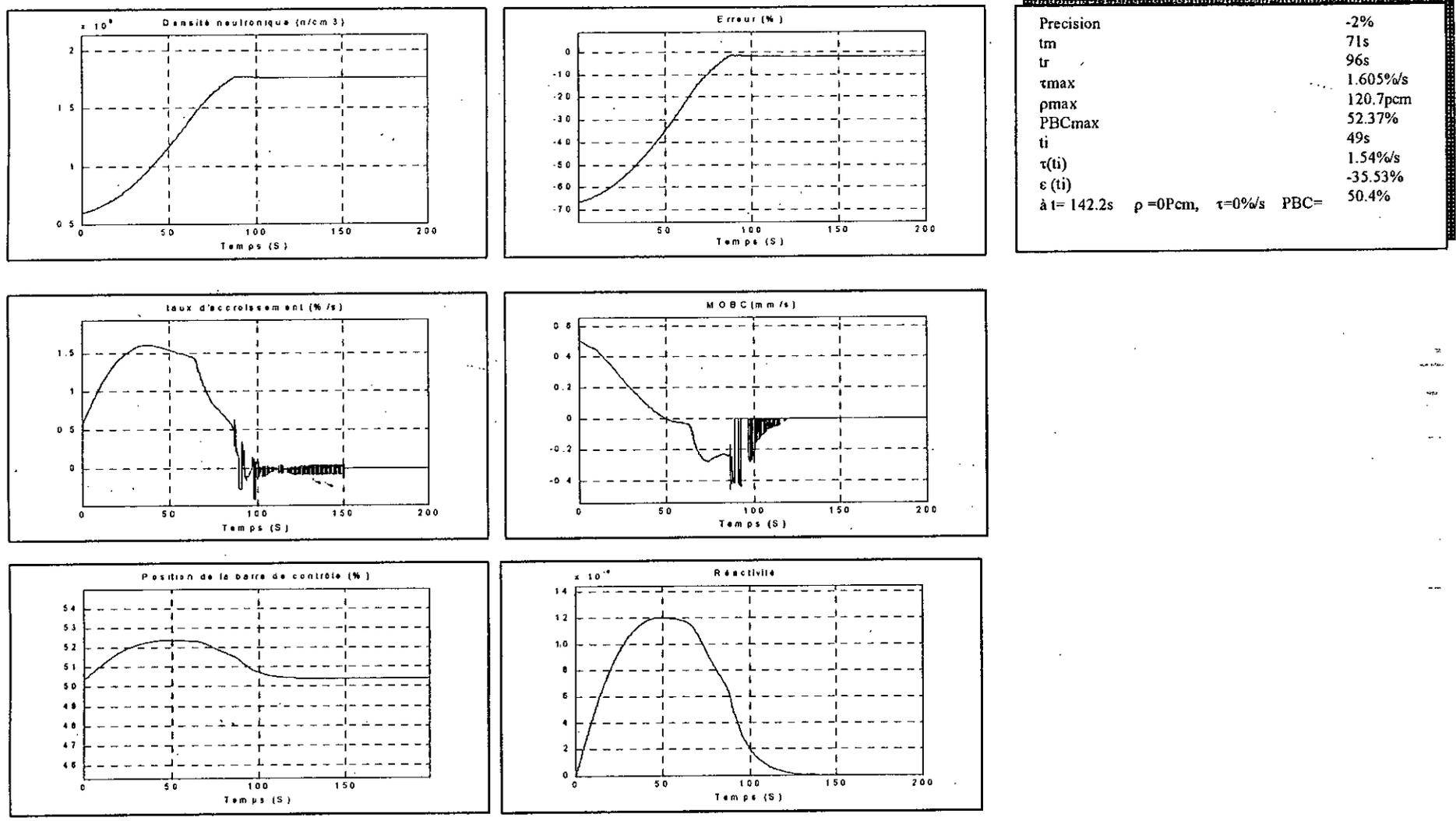


Figure V-14 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 750KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).

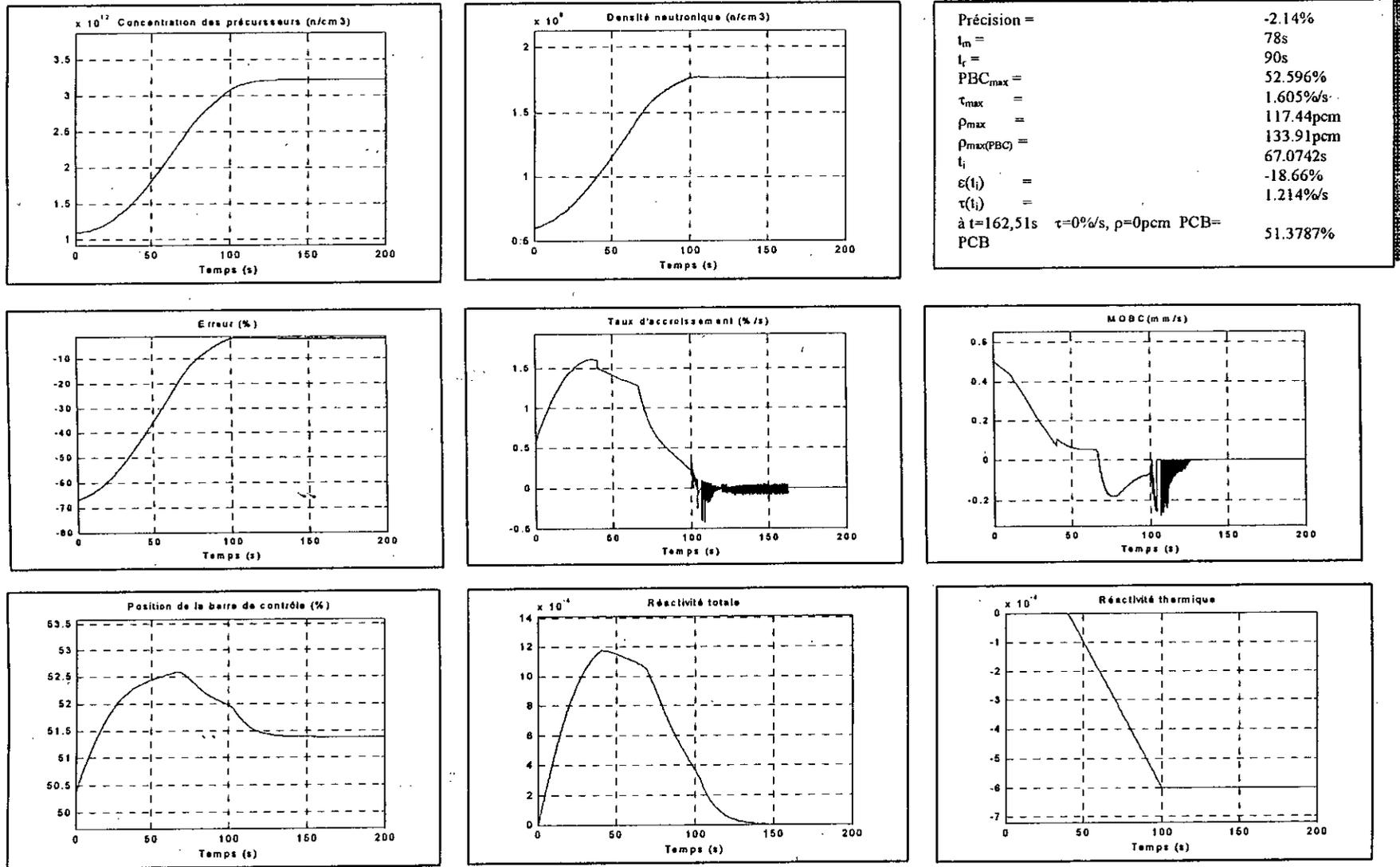
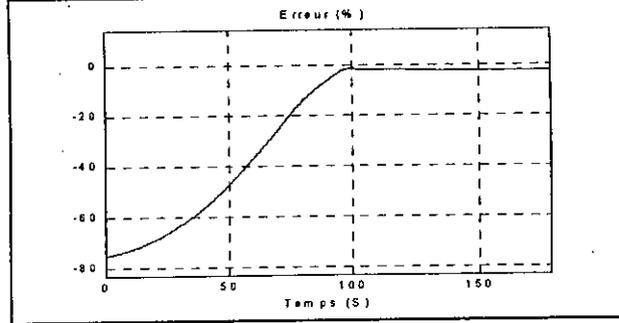
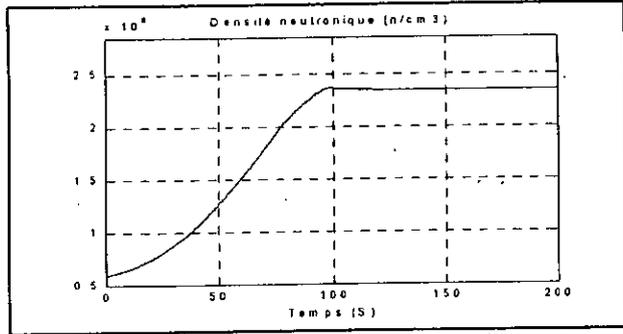


Figure V-15 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 750KW (densité neutronique de 0.6×10^{19} n/cm³ à 1.8×10^{19}) avec effet thermique



Precision	-1.9%
tm	72.62s
tr	90s
τ_{max}	1,88%/s
ρ_{max}	140pcm
PBCmax	52,88%
ti	79s
$\tau(i)$	1,27%/s
$\varepsilon(i)$	-18,72%
à $t=195,73s$	$\rho=0Pcm, \tau=0\%/s$ PBC= 50,4%

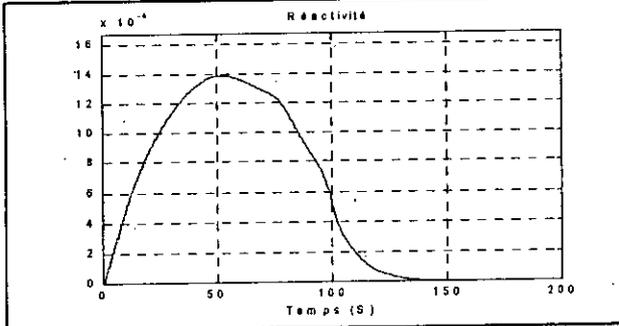
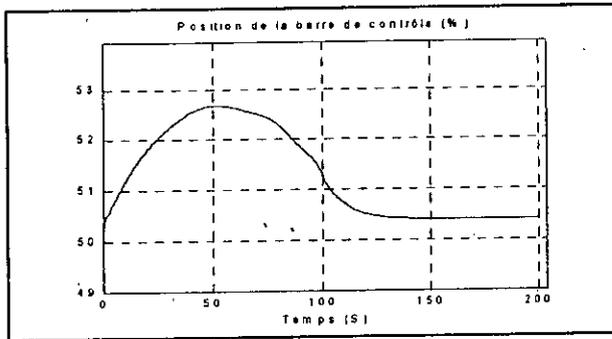
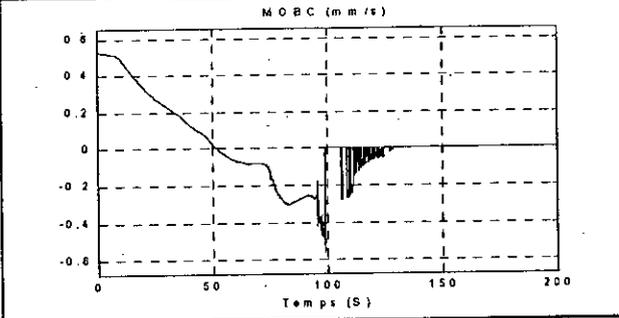
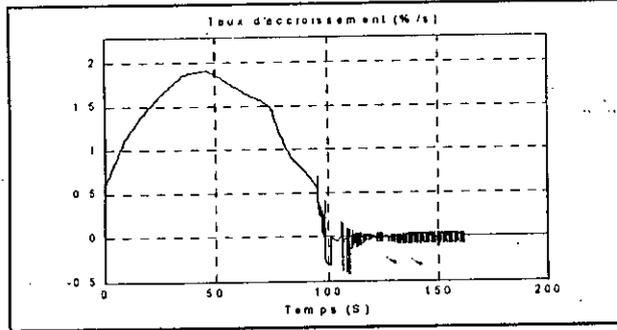


Figure V-16 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 1000KW (densité neutronique de $0.6 \times 10^{19} n/cm^3$ à $2.4 \times 10^{19} n/cm^3$).

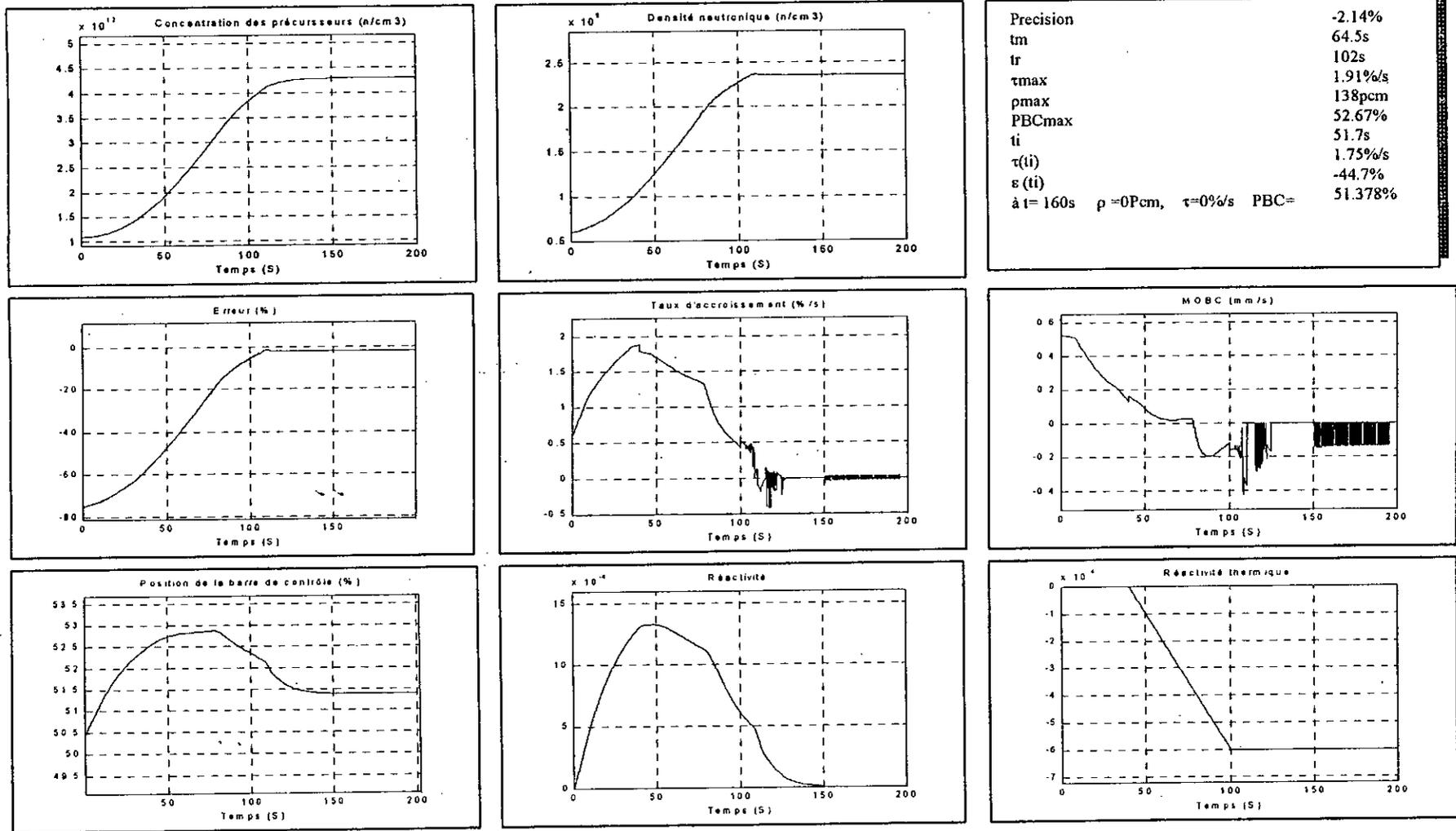


Figure V-17 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 250KW à 1000KW (densité neutronique de 0.6×10^{19} n/cm³ au 2.4×10^{19} n/cm³) avec effet thermique.

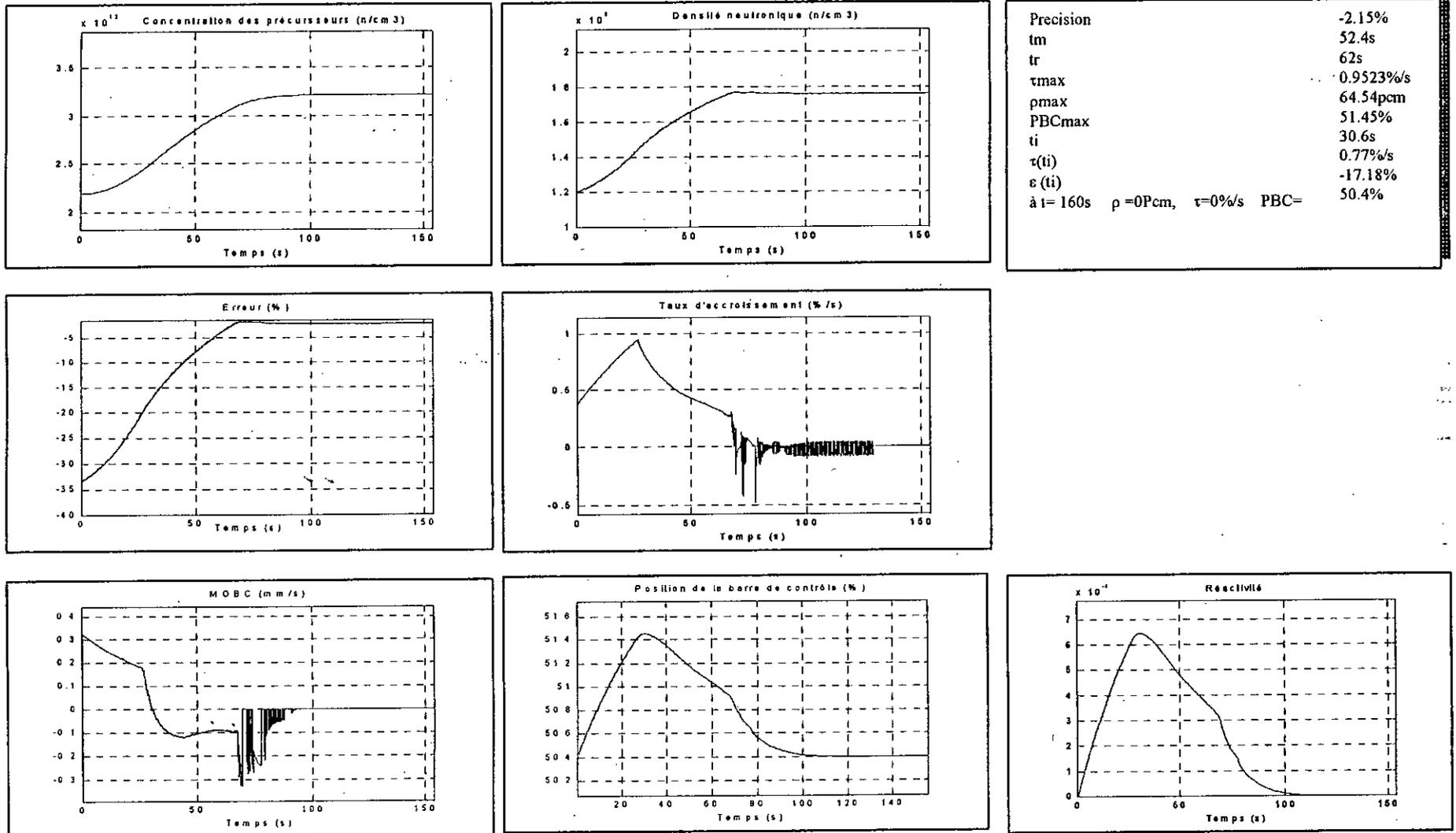
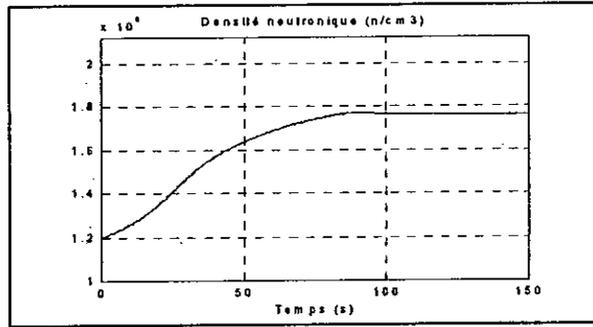
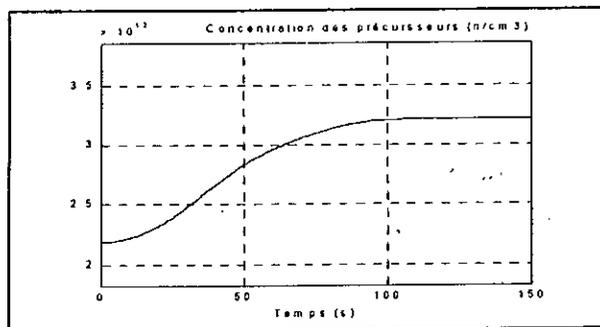


Figure V-18 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 750KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).



Precision	-2.15%
tm	64.2s
tr	65.01s
τmax	0.92%/s
ρmax	63.21pcm
PBCmax	51.41%
ti	30.9s
τ(ti)	0.75%/s
ε (ti)	-17.47%
à t= 139,84s	ρ=0Pcm, τ=0%/s PBC= 50.88%

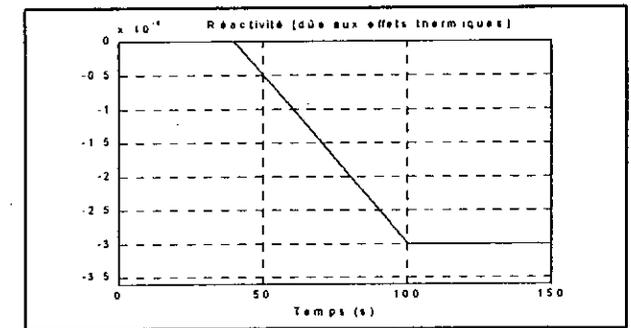
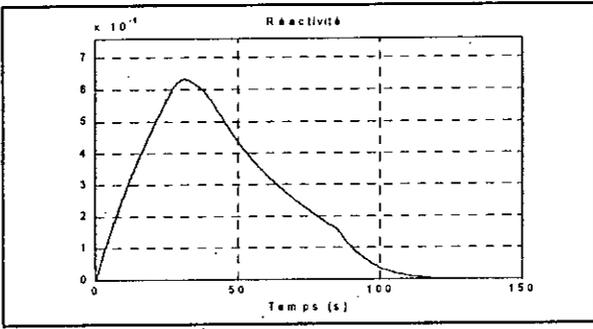
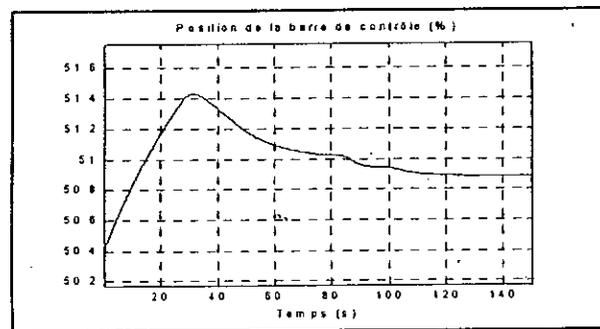
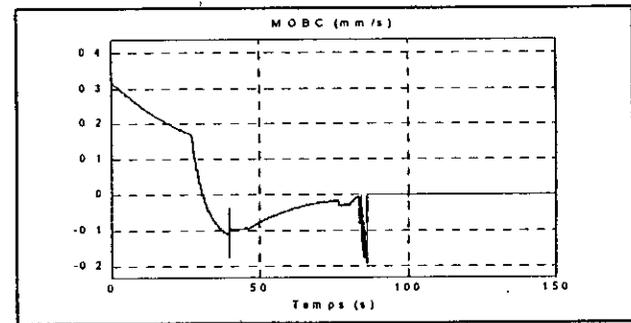
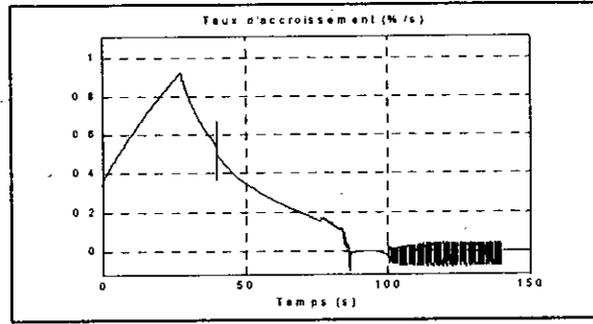
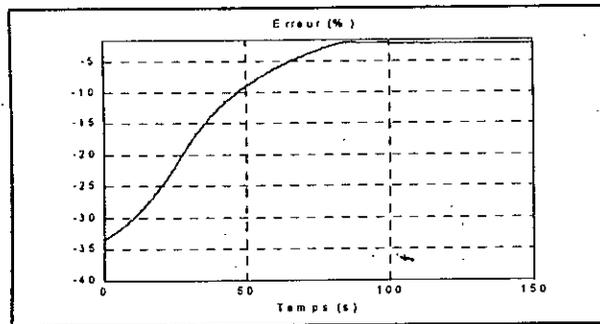
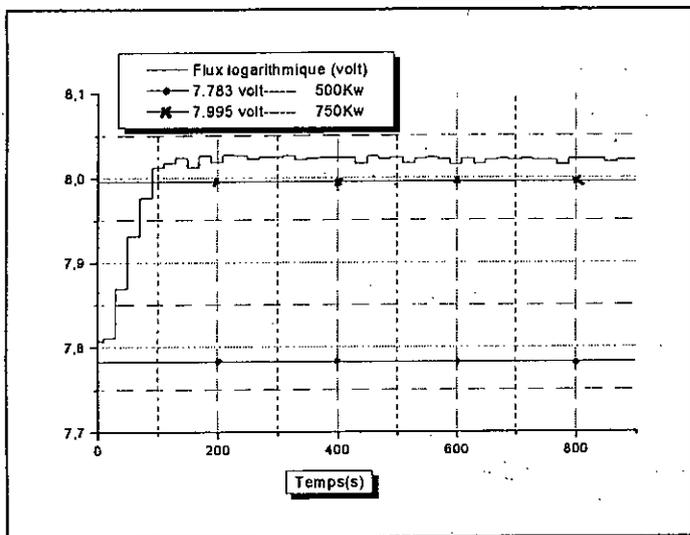


Figure V-19 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 750KW (densité neutronique de 1.2×10^{10} n/cm³ à 1.8×10^{10} n/cm³) avec effet thermique.



Précision	6.0035%
t_m	76,965s
t_r	89,435s
τ_{max}	1.166%/s
PBC_{max}	51.988%
t_i	112s
$\tau (t_i)$	0.447%/s
$\varepsilon (t_i)$	+3.373%
à $t = 171,145s$, $\tau = -0.074\%/s$, $PCB = 50.622\%$	

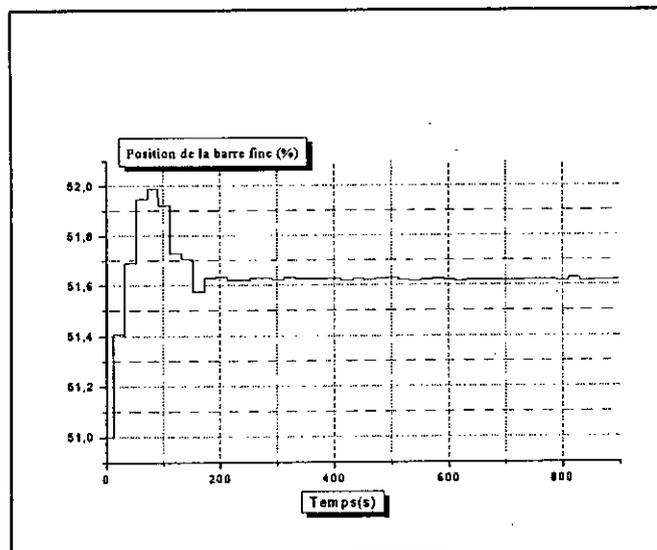
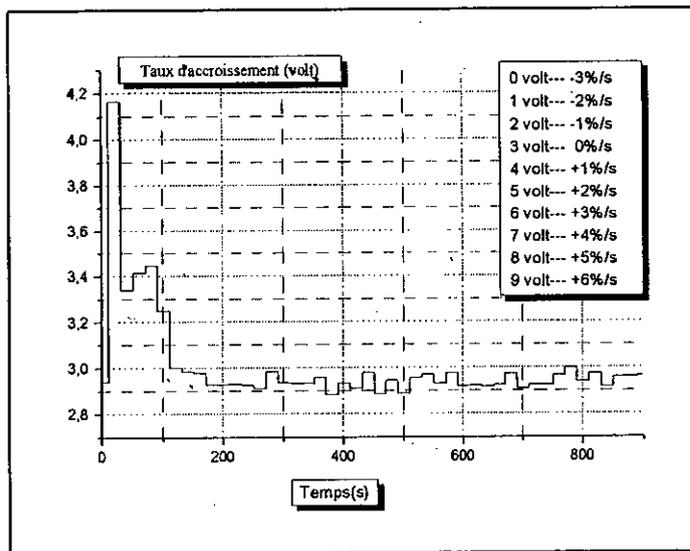
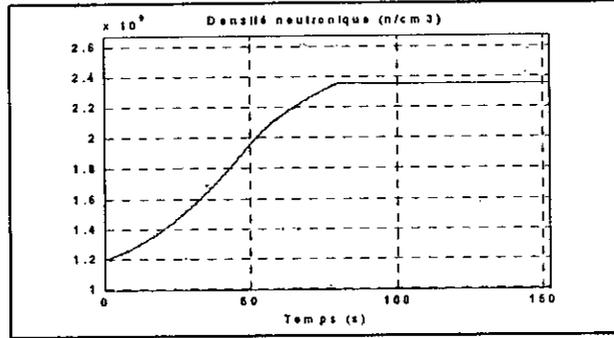
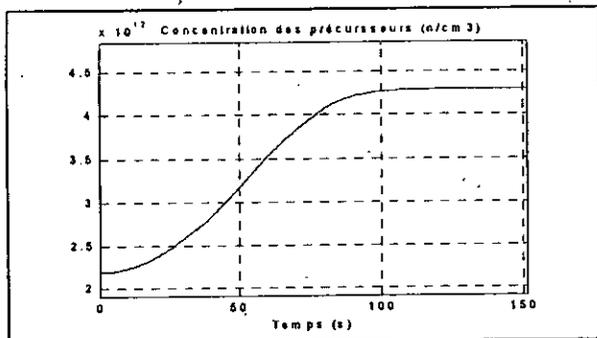


Figure V-20 : Résultats expérimentaux pour une augmentation de puissance de 500Kw à 750K



Precision	-2.04%
tm	68,2s
tr	71,7s
τmax	1,186%/s
ρmax	92,428pcm
PBCmax	51,911%
ti	48,37s
τ(ti)	1,18%/s
e (ti)	-19,57%
à t= 145,212s ρ=0pcm, τ=0%/s PBC=	50,4%

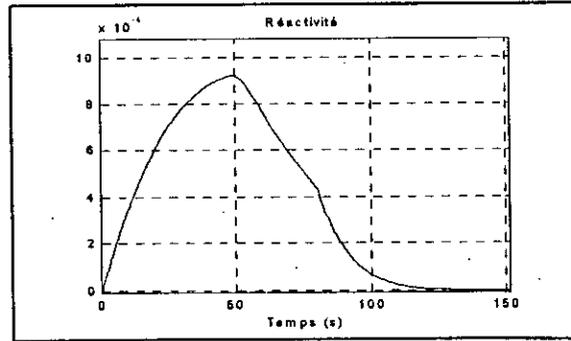
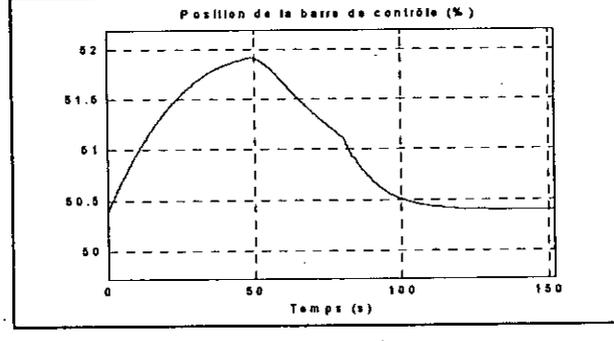
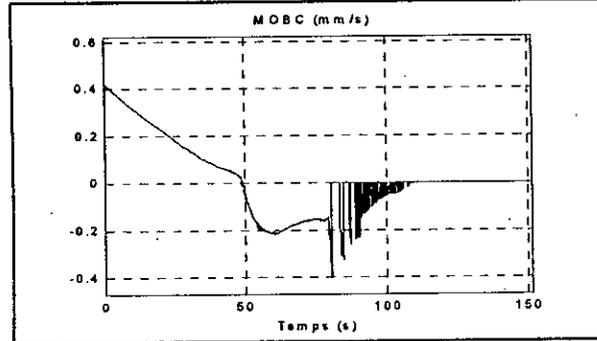
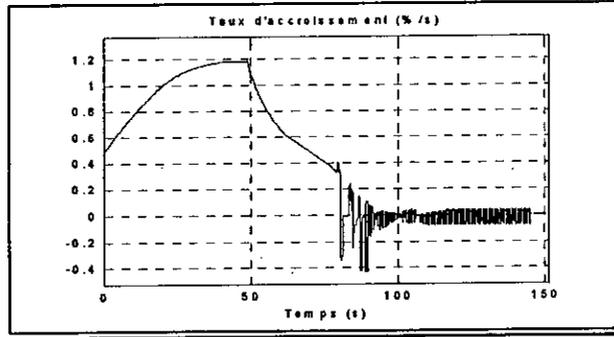
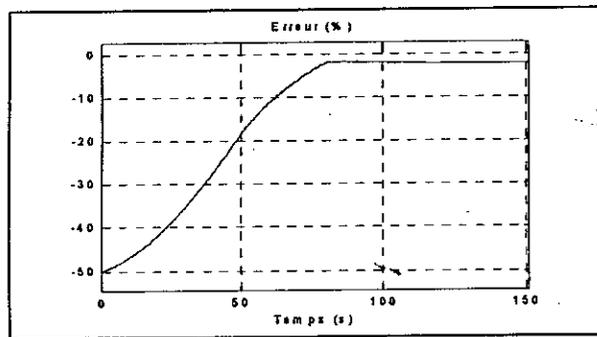


Figure V-21 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 1000KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).

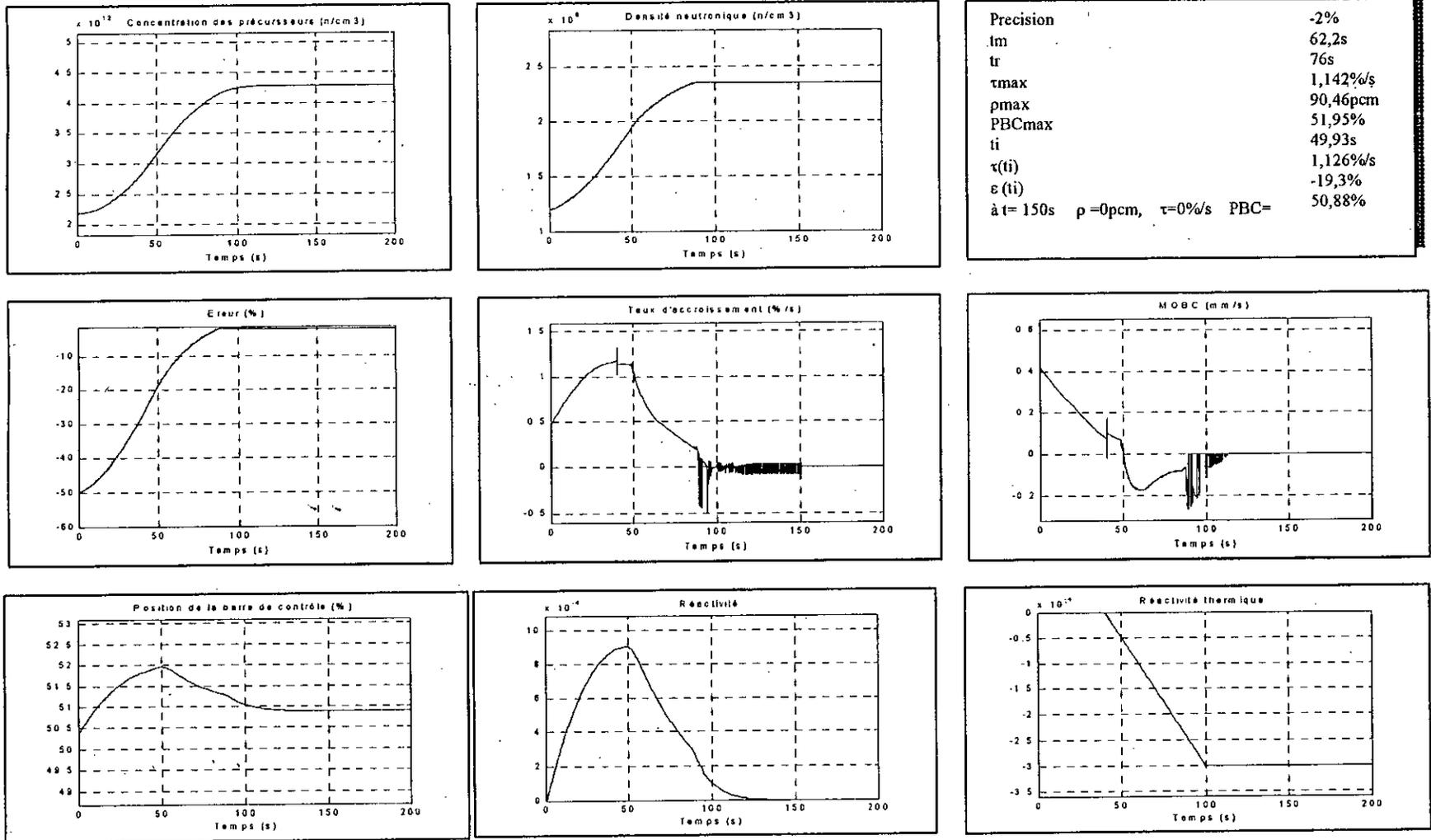


Figure V-22 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 500KW à 1000KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.

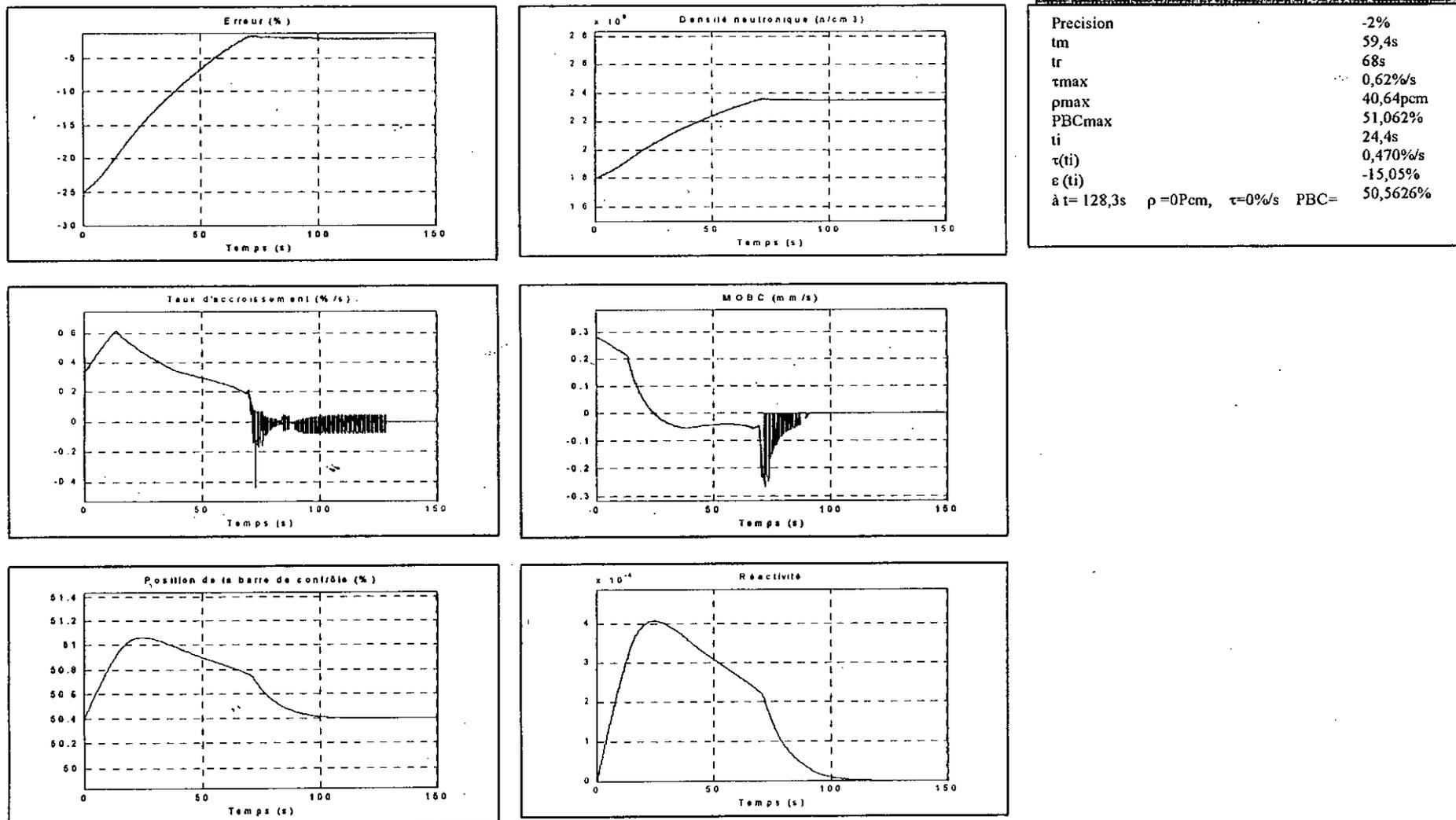


Figure V-23 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).

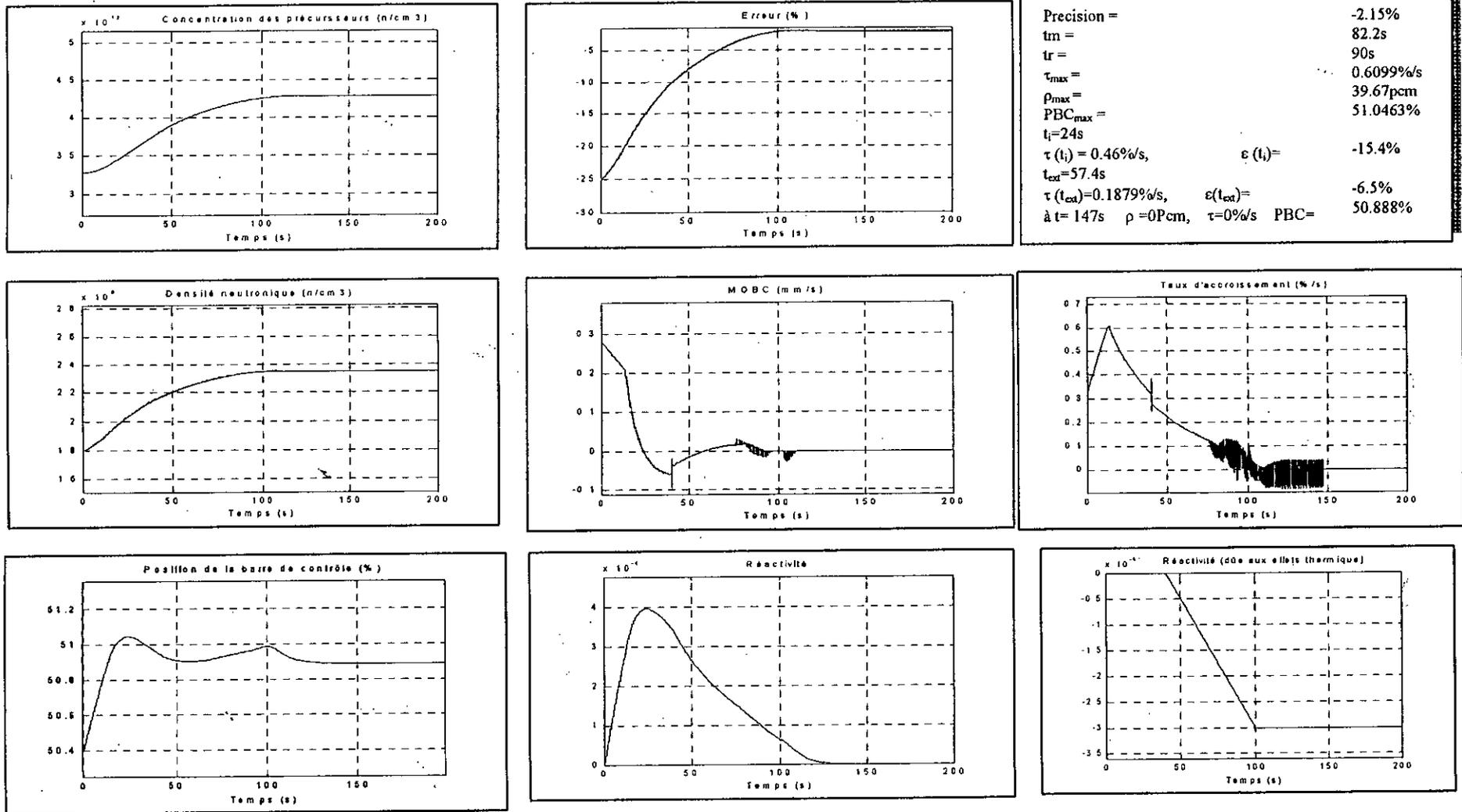


Figure V-24 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique d'une réactivité maximale de -30 pcm .

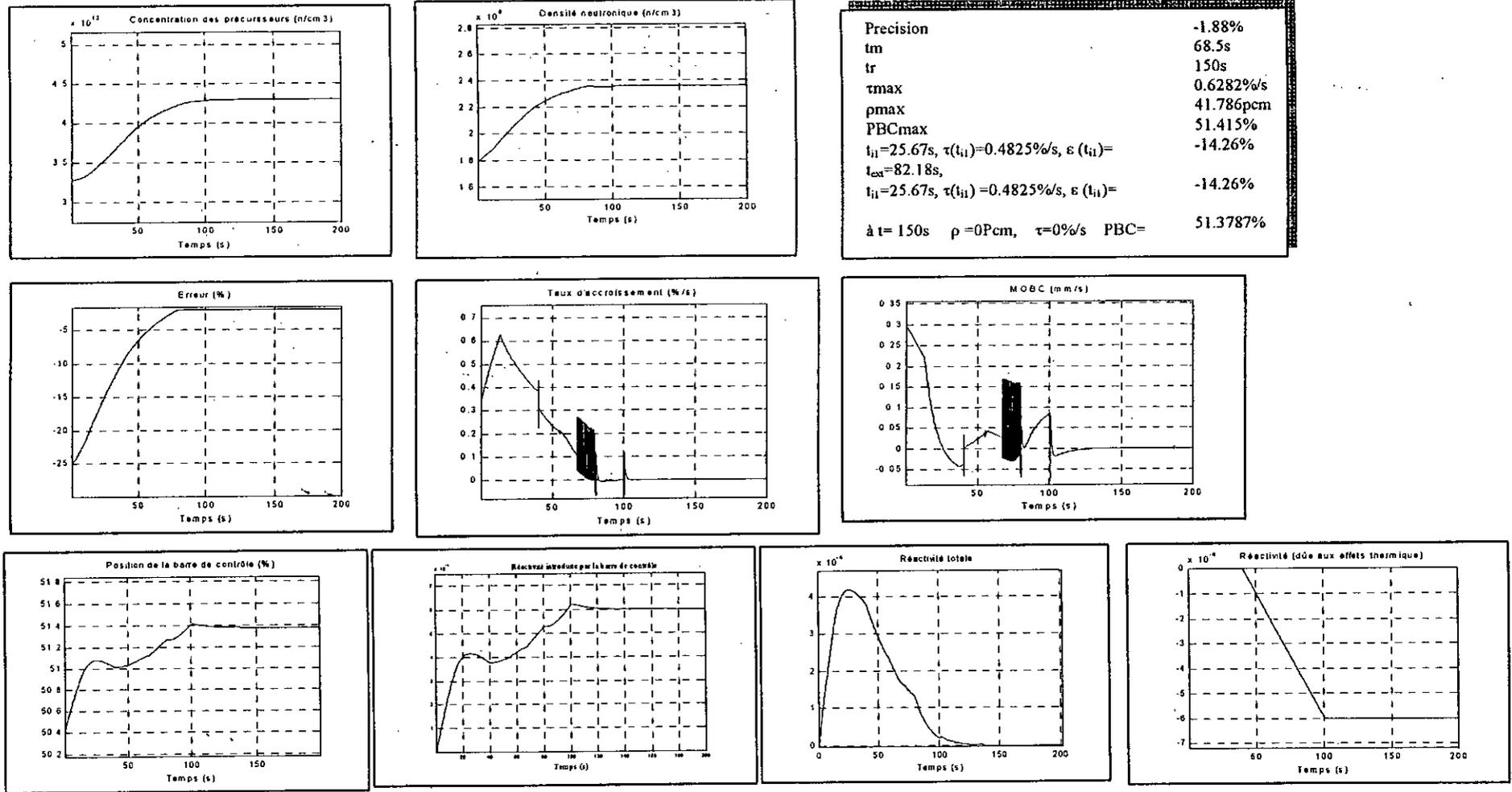
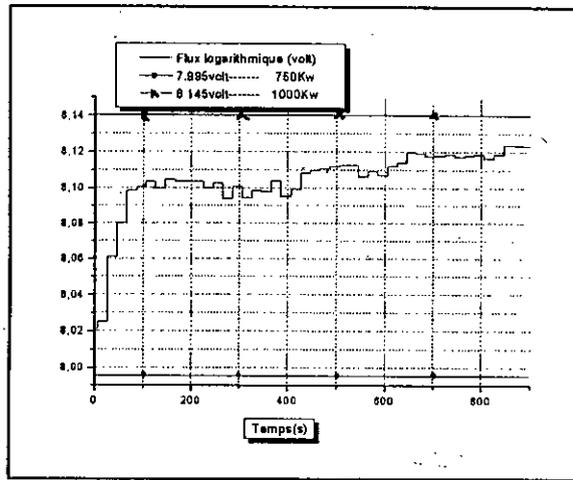


Figure V-25 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} n/cm^3$ à $2.4 \times 10^{19} n/cm^3$) avec effet thermique d'une réactivité maximale de -60 pcm.



Précision	-4.104%	
t_m	190,752	
t_r	198,16	
τ_{max}	0.484%/s	
PBC_{max}	52.092%	
t_i	86s	
$\tau(t_i)$	0.349%/s	
$\varepsilon(t_i)$	+1.859%	
à la stabilité	t	141,99s
	PCB	51.972%
	τ	0.079%/s

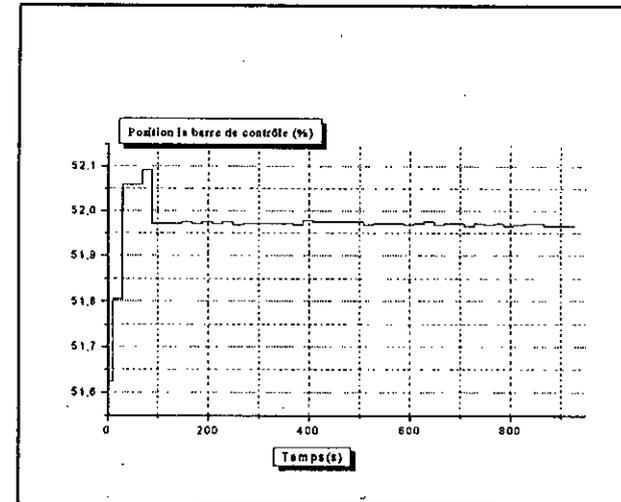
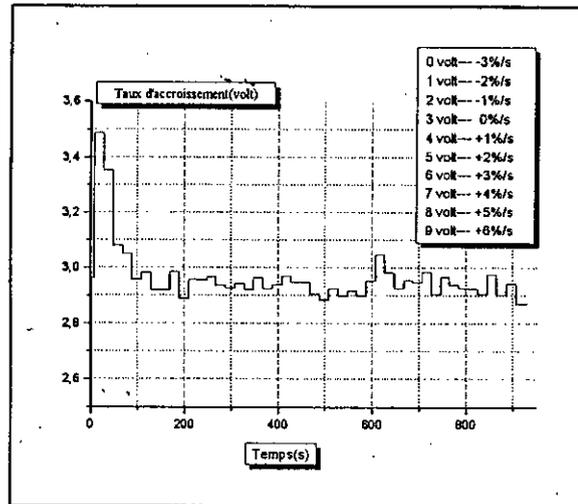
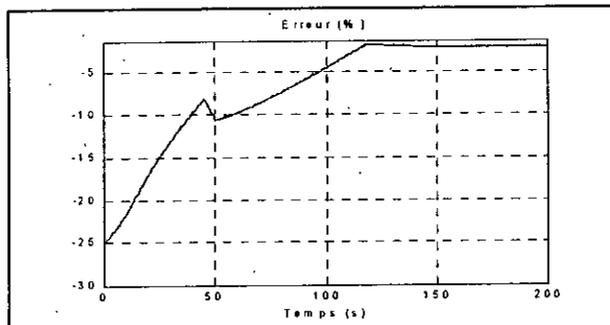
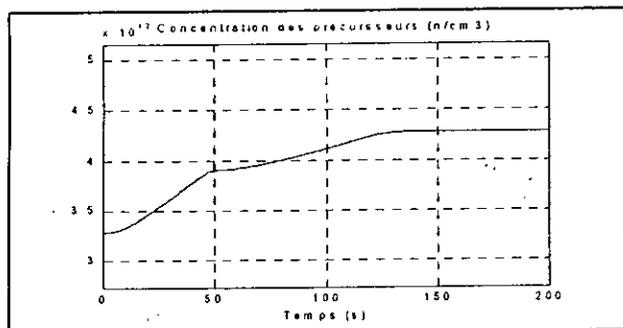


Figure V-26 : Résultats expérimentaux d'une augmentation de puissance de 750Kw à 1000Kw



Precision	-2.15%
t_m	104.4s
t_r	120s
τ_{max}	0.62%/s
ρ_{max}	40.64pcm
PBCmax	51.27%
$t_{i1}=24.53s$	$\epsilon(t_{i1})=$ -15.10%
$t_{i2}=108s$	$\epsilon(t_{i2})=$ -3.4%
$\tau(t_{i1})=0.47\%/s,$	
$\tau(t_{i2})=0.15\%/s,$	
à $t=171,44s$ $\rho=0Pcm,$ $\tau=0\%/s$ PBC=	51.056%

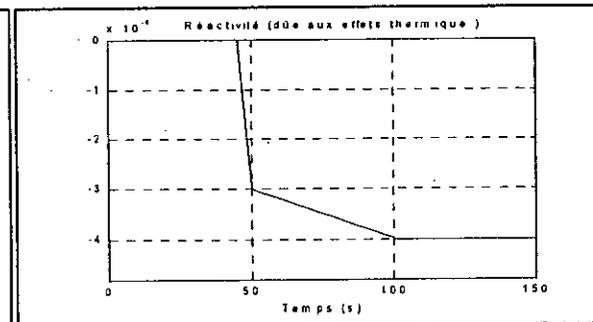
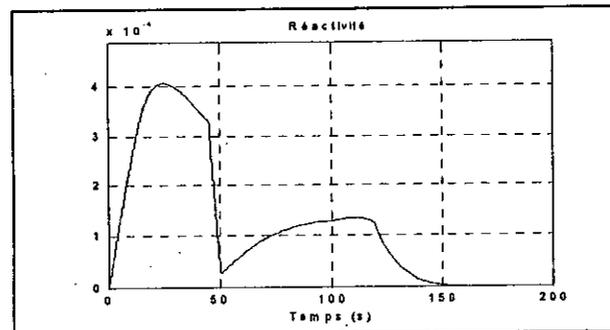
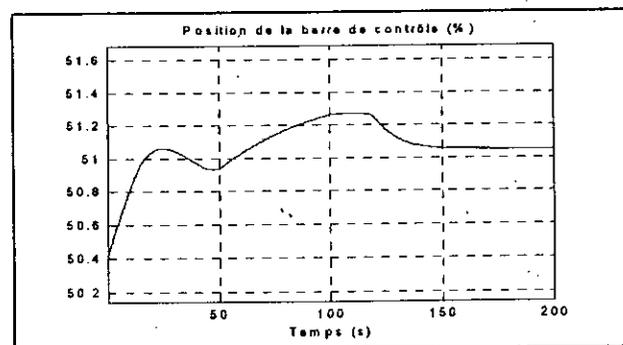
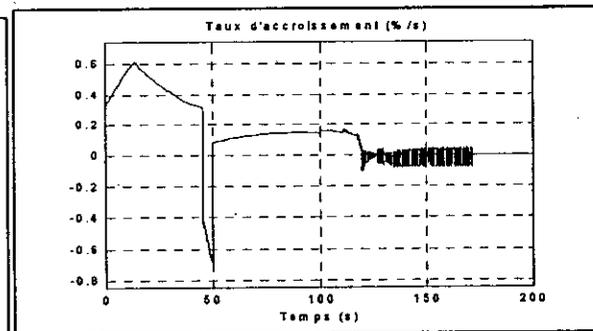
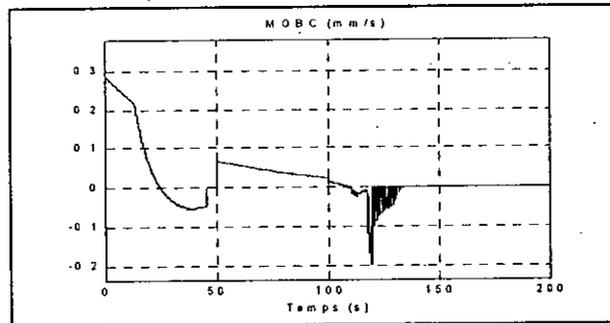
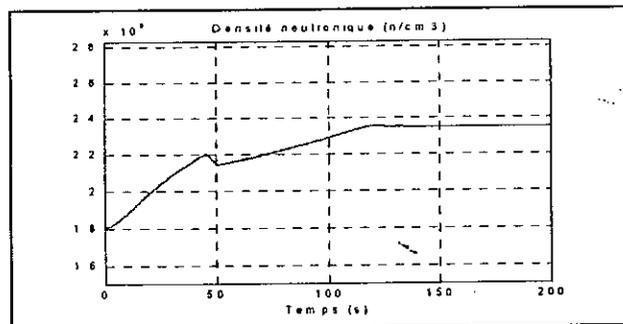
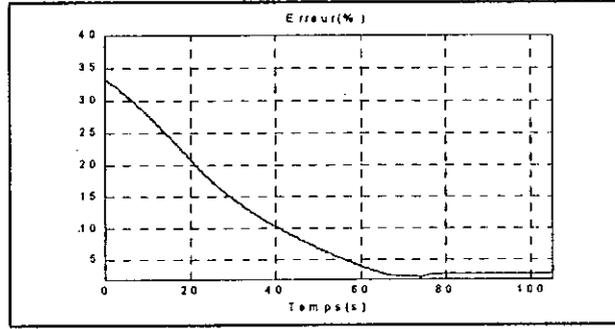
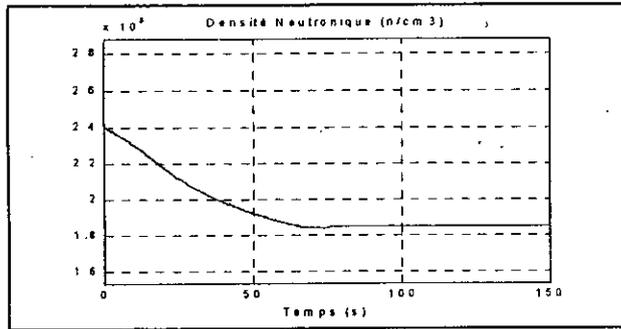


Figure V-27 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une augmentation de puissance de 750KW à 1000KW (densité neutronique de 1.8×10^{19} n/cm³ à 2.4×10^{19} n/cm³) avec effet thermique d'une réactivité variable.



Precision	+2,8%
td	56s
tr	80s
τ_{max}	-0,6%/s
ρ_{max}	-46,41pcm
PBCmax	49,68%
t_{ex}	27s
$\tau(t_{ex})$	-0,48%/s
$\varepsilon(t_{ex})$	16%
à t= 135s	$\rho=0\text{pcm}$, $\tau=0\%/s$ PBC= 50,4%

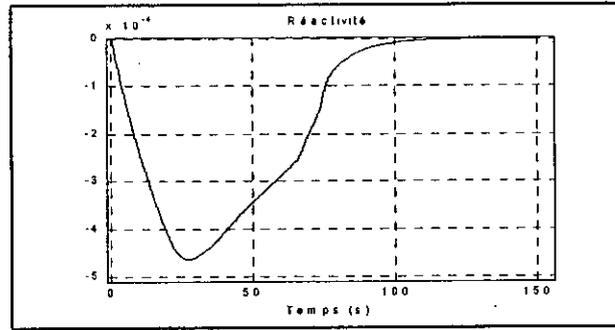
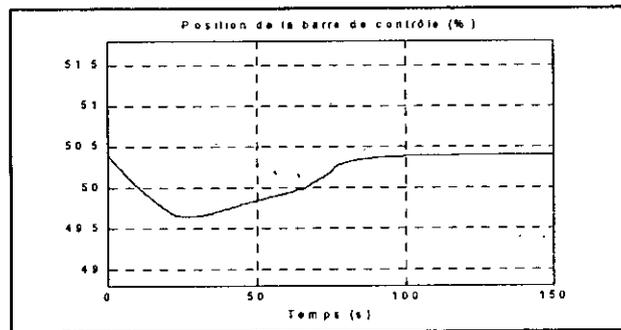
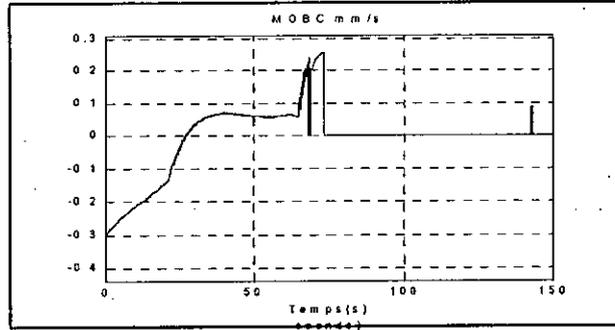
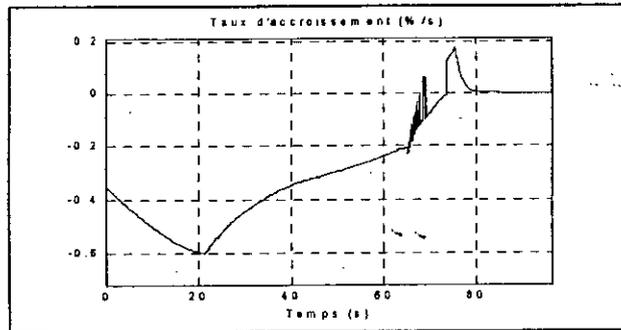


Figure V-28 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 1000KW à 750KW (densité neutronique de $2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$ à $1.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).

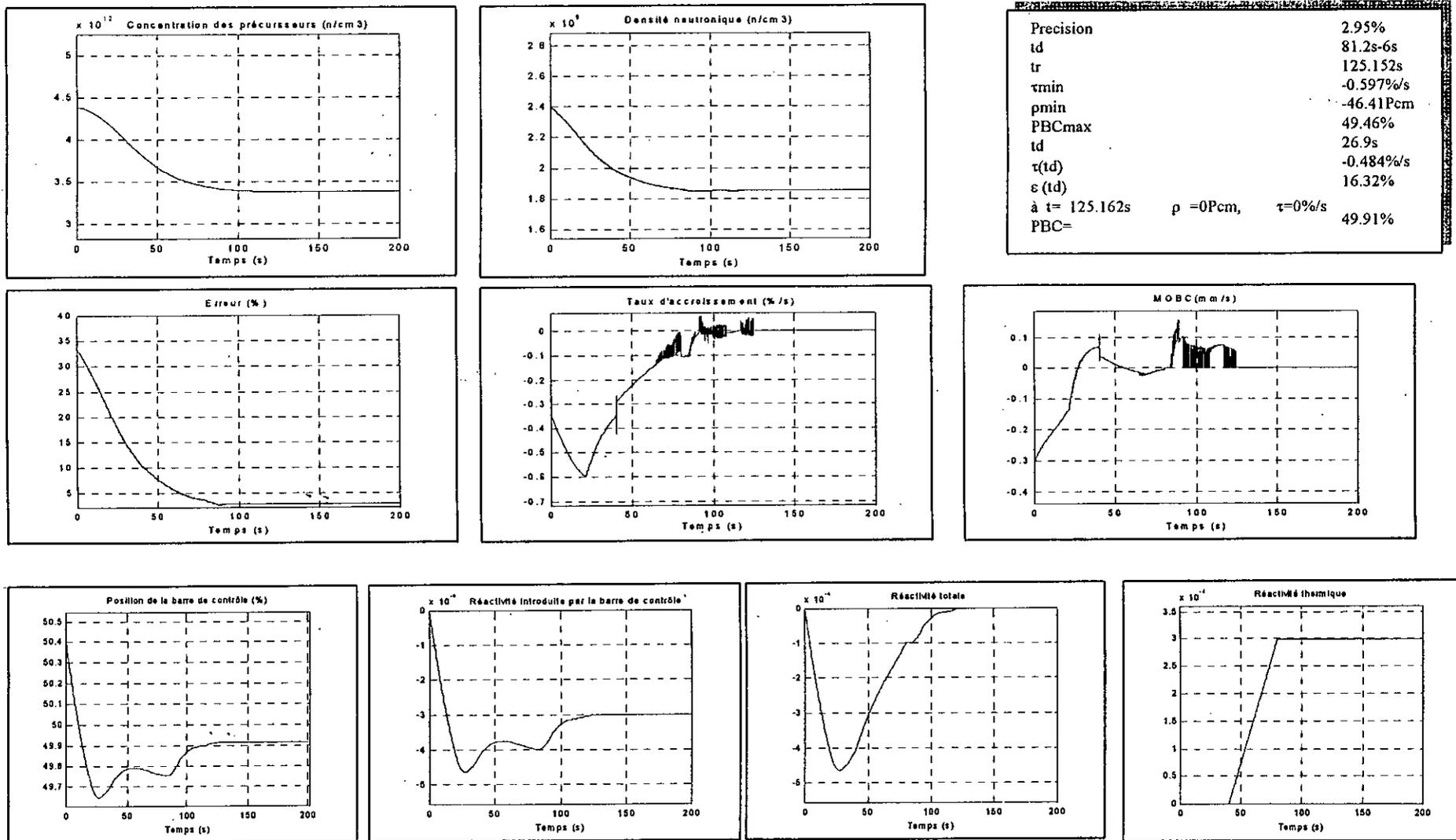
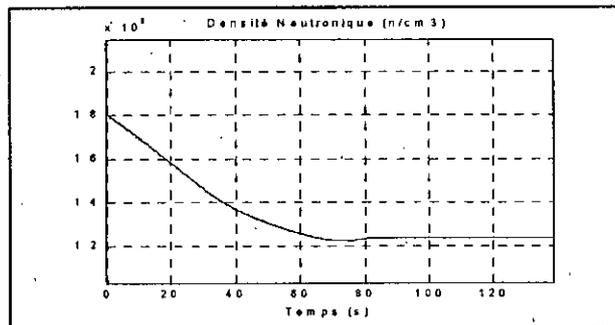
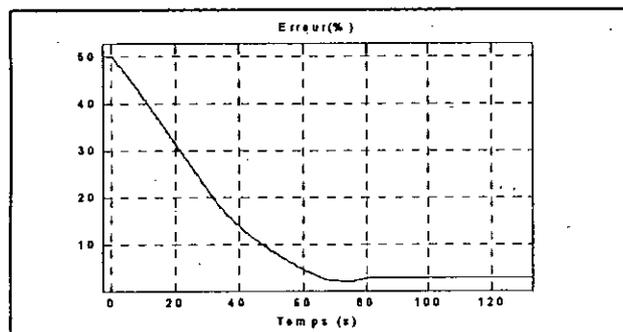


Figure V-29 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 1000KW à 750KW (densité neutronique de 2.4×10^{19} n/cm³ à 1.8×10^{19} n/cm³) avec effet thermique.



Precision	+2,85%
td	53,15s
tr	62s
τmax	-0,78%/s
ρmax	-69pcm
PBCmax	49,27%
t _{ex}	34s
τ(t _{ex})	-0,7%/s
ε(t _{ex})	18,15%
à t= 100,6s	ρ =0pcm, τ=0%/s PBC= 50,04%

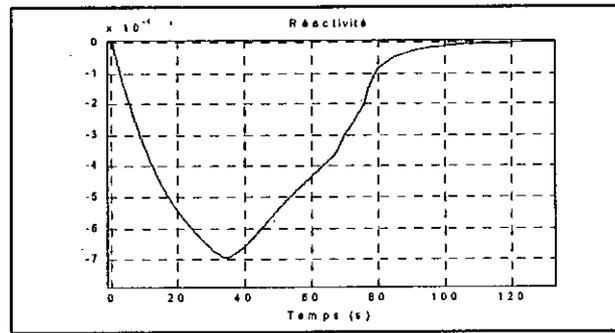
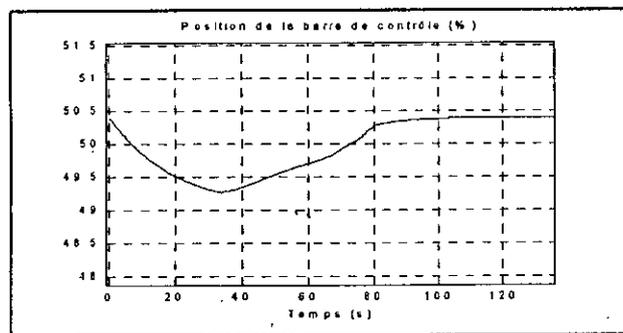
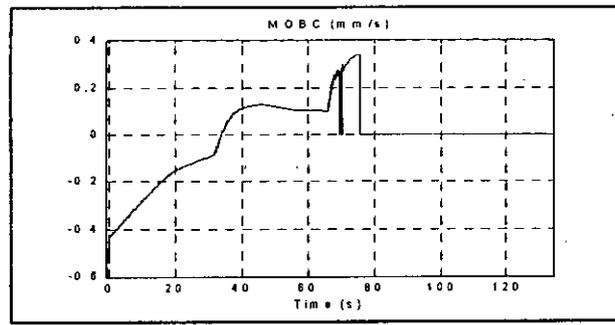
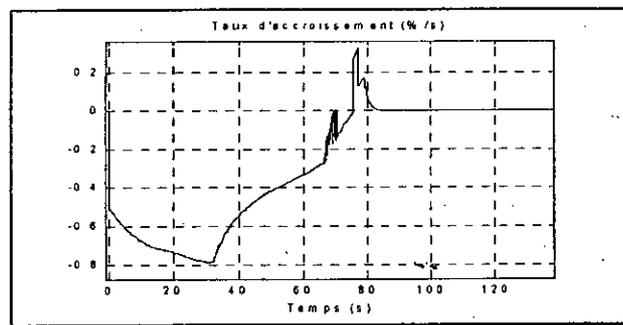
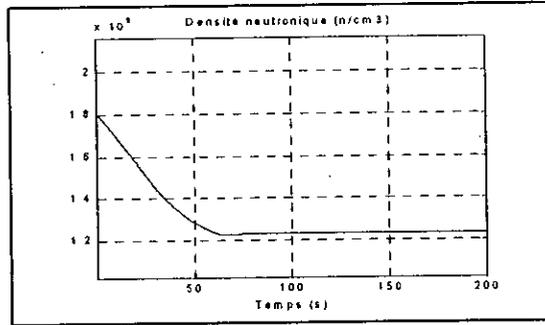
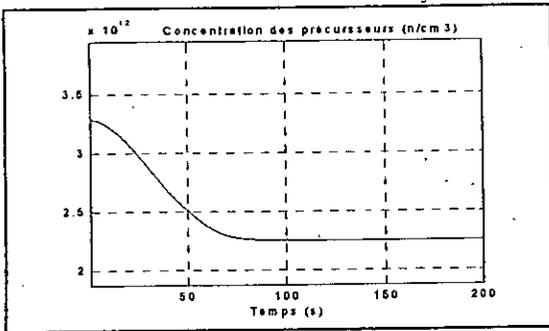


Figure V-30 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 750KW à 500KW (densité neutronique de 1.8×10^{19} n/cm³ à 1.2×10^{19} n/cm³).



Precision	+2,75%
td	49,17s
tr	55s
τ _{min}	-0,824%/s
ρ _{min}	-72,494pcm
PBC _{min}	
t _{ext}	32,907%
τ(t _{ext})	-0,73%/s
ε(t _{ext})	17,7%
t _i	83s
τ(t _i)	0,00106%/s
ε(t _i)	2,75%
à t= 135s	ρ = 0Pcm, τ = 0%/s PBC = 49,913%

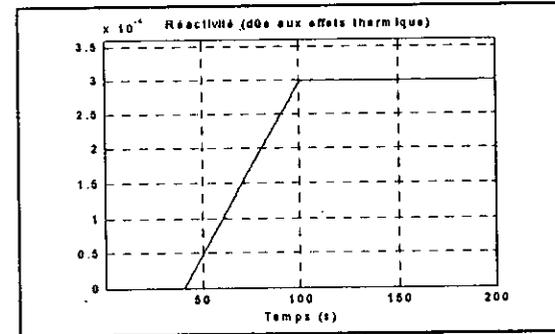
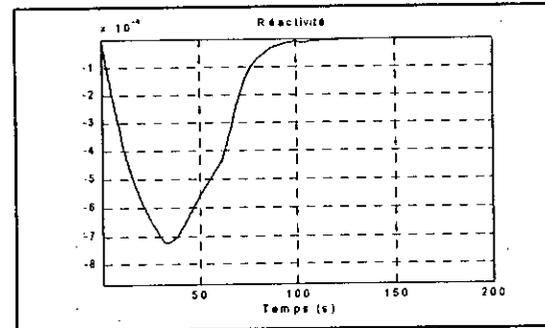
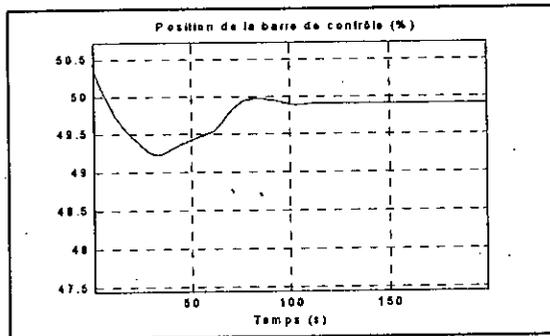
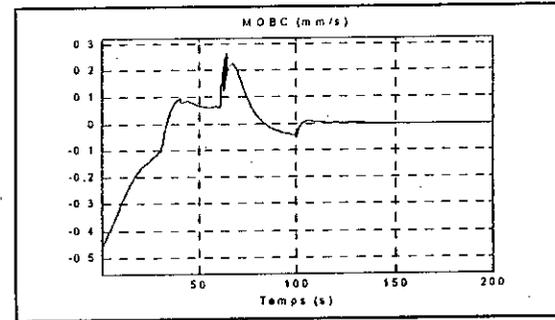
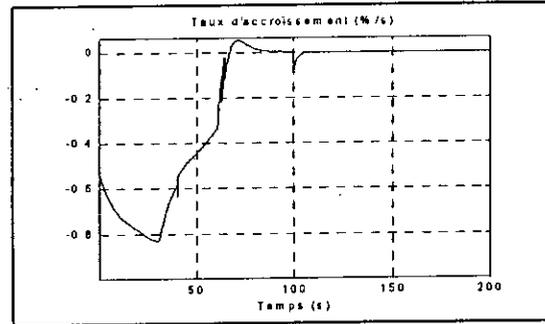
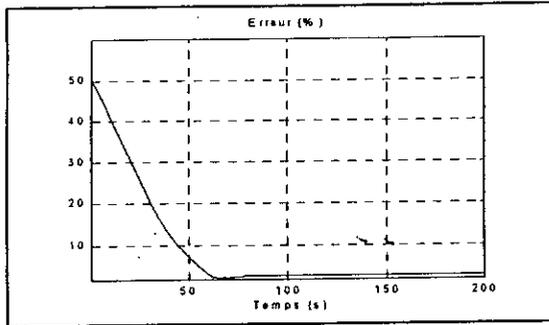


Figure V-31 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 750KW à 500KW (densité neutronique de 1.8×10^{19} n/cm³ à 1.2×10^{19} n/cm³) avec effet thermique.

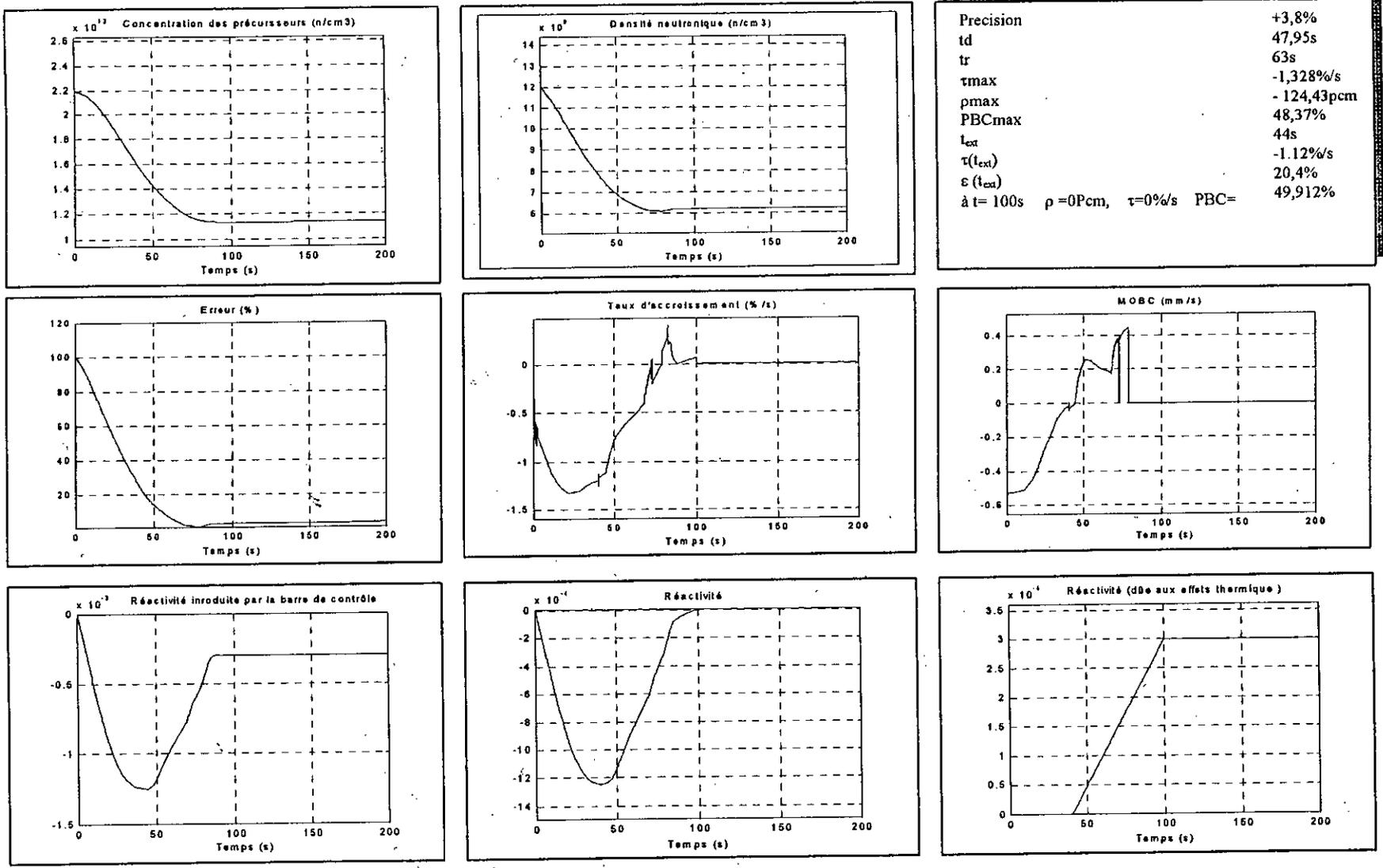


Figure V-32 : Résultats de simulation du contrôleur FLC1 pour une diminution de puissance de 500KW à 250KW (densité neutronique de $1.2 \times 10^9 \text{ n/cm}^3$ à $0.6 \times 10^9 \text{ n/cm}^3$) avec effet thermique.

V.5.1. Interprétation des résultats (pour le contrôleur « FLC1 »)

Les figures V-6 à V-33 montrent que pour le contrôleur FLC1, les mouvements brusques de la barre de contrôle peuvent être évités, ceci permet d'éliminer les pics de puissance. De même, une bonne précision ($\cong \pm 2.5\%$) et une bonne stabilité ont été obtenus et ce pour tous les niveaux de puissance (en montée et en descente). Le temps de montée a été considérablement réduit tout en respectant les normes de sûreté (le taux d'accroissement de la puissance τ ne dépasse pas la valeur permise) .

D'autres tests ont été effectués en introduisant l'effet thermique. Les résultats obtenus ont montré que le contrôleur peut compenser cet effet d'une manière optimale par rapport au contrôle manuel. D'autre part, en introduisant une perturbation de réactivité positive (impulsion de 30 pcm et de durée de 60s), le contrôleur a compensé cette perturbation tout en stabilisant la puissance du réacteur.

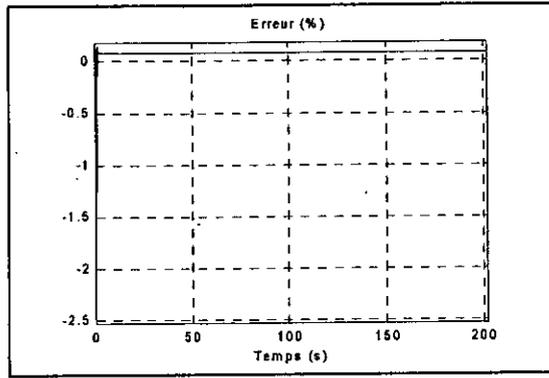
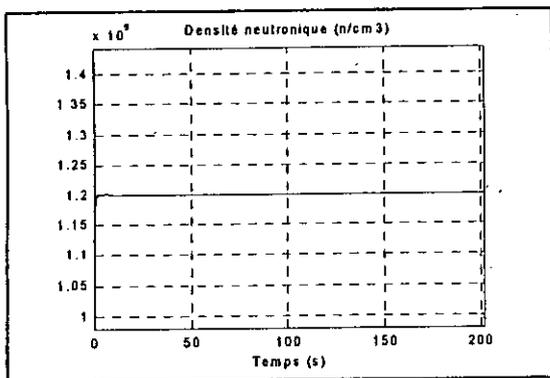
Ces résultats de simulation ont été comparés avec les résultats expérimentaux pour différents paliers de puissance :

- 250KW à 500KW (figure V- 8) et (figure V-9).
- 500KW à 750KW (figure V-19) et (figure V-20).
- 750KW à 1000KW (figure V-25) et (figure V-26).

Ces figures montrent que les paramètres caractérisant le fonctionnement du réacteur ont été considérablement améliorés en utilisant le contrôleur flou.

Dans les cas prévisionnels de changement de configuration et toute en maintenant la configuration de la distribution du flux neutronique du réacteur, dans la forme requise. Des tests ont été effectués et les résultats obtenus ont montré qu'en changeant la position critique de la barre de contrôle (45% figure V-12 et 60% figure V-13), le niveau de puissance désiré a été atteint avec une bonne précision (- 2.15% pour la barre à 45% et -1.89% pour la barre à 60%) et avec une bonne stabilité.

Pour les cas de diminution de puissance, les résultats de simulation sont donnés sur les figures V-28 à V-32.



Précision=	0.08%
t_m =	0.8359s
t_r =	0.987s
PBF_{max} =	43.1095%
ρ_{max} =	16.42 pcm
τ_{max} =	3.4%/s
$MOBF_{max}$ =	5.86 mm/s
à $t=9s$ $\tau=0\%/s$	$\rho=8pcm$
à $t=80s$ $\rho=0pcm$	$PBF=41.8\%$

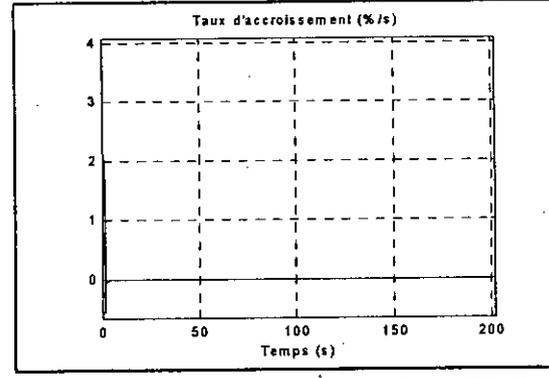
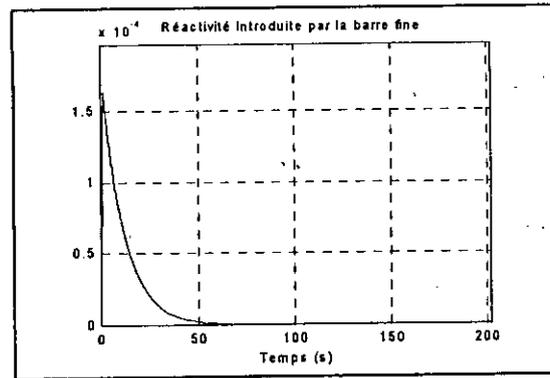
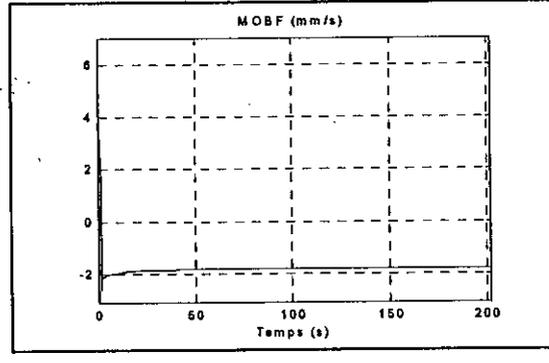
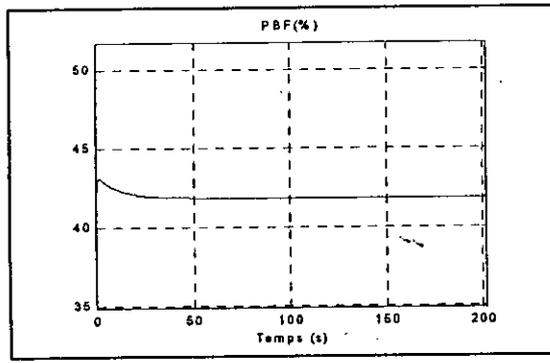


Figure V-33 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de -2% et la position de la barre fine à l'état critique $PBF_c = 41.8\%$

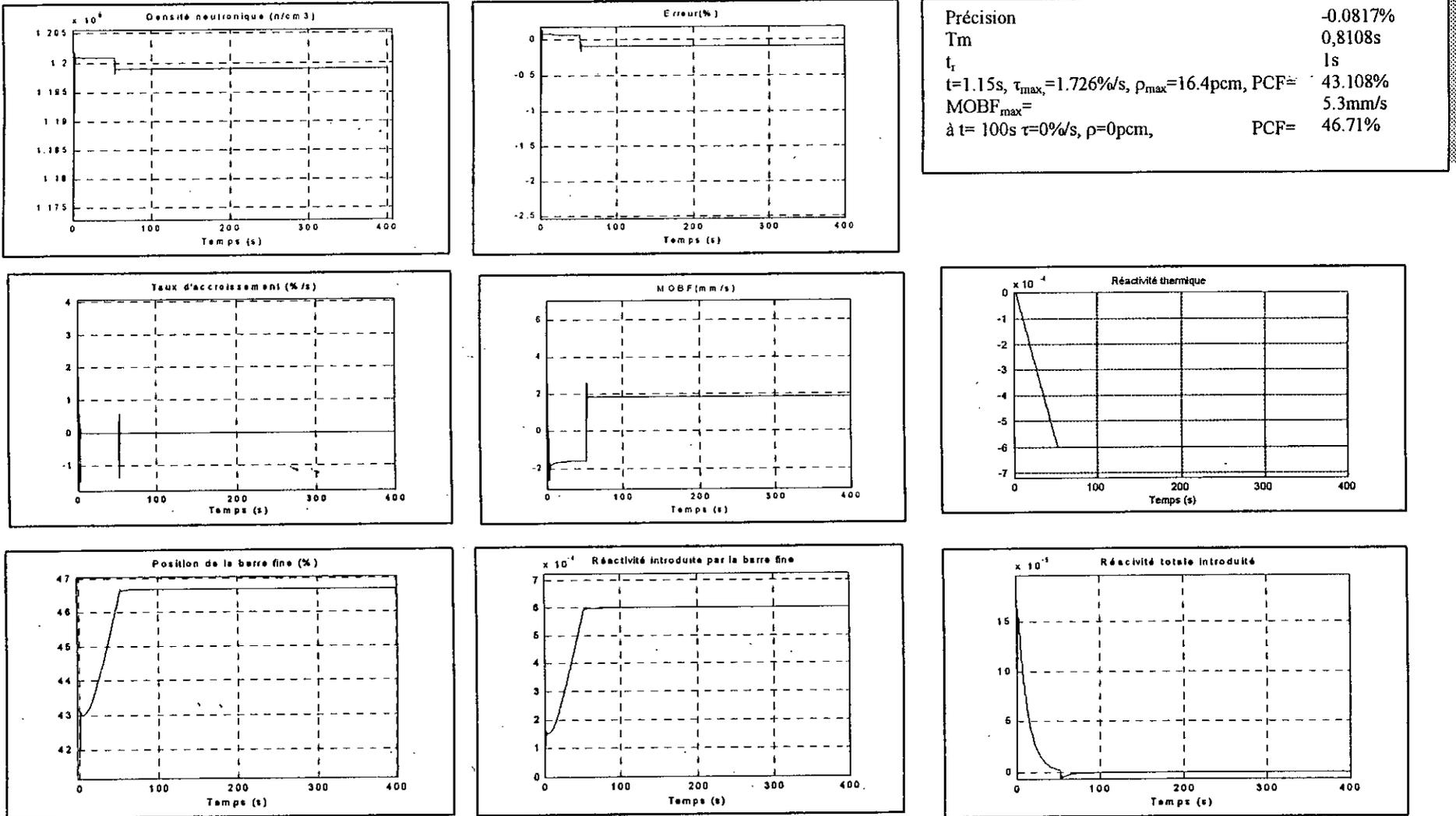


Figure V-34 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -2%, $PBF_C = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60pcm (niveau de puissance de 500KW \longleftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} n/cm^3$).

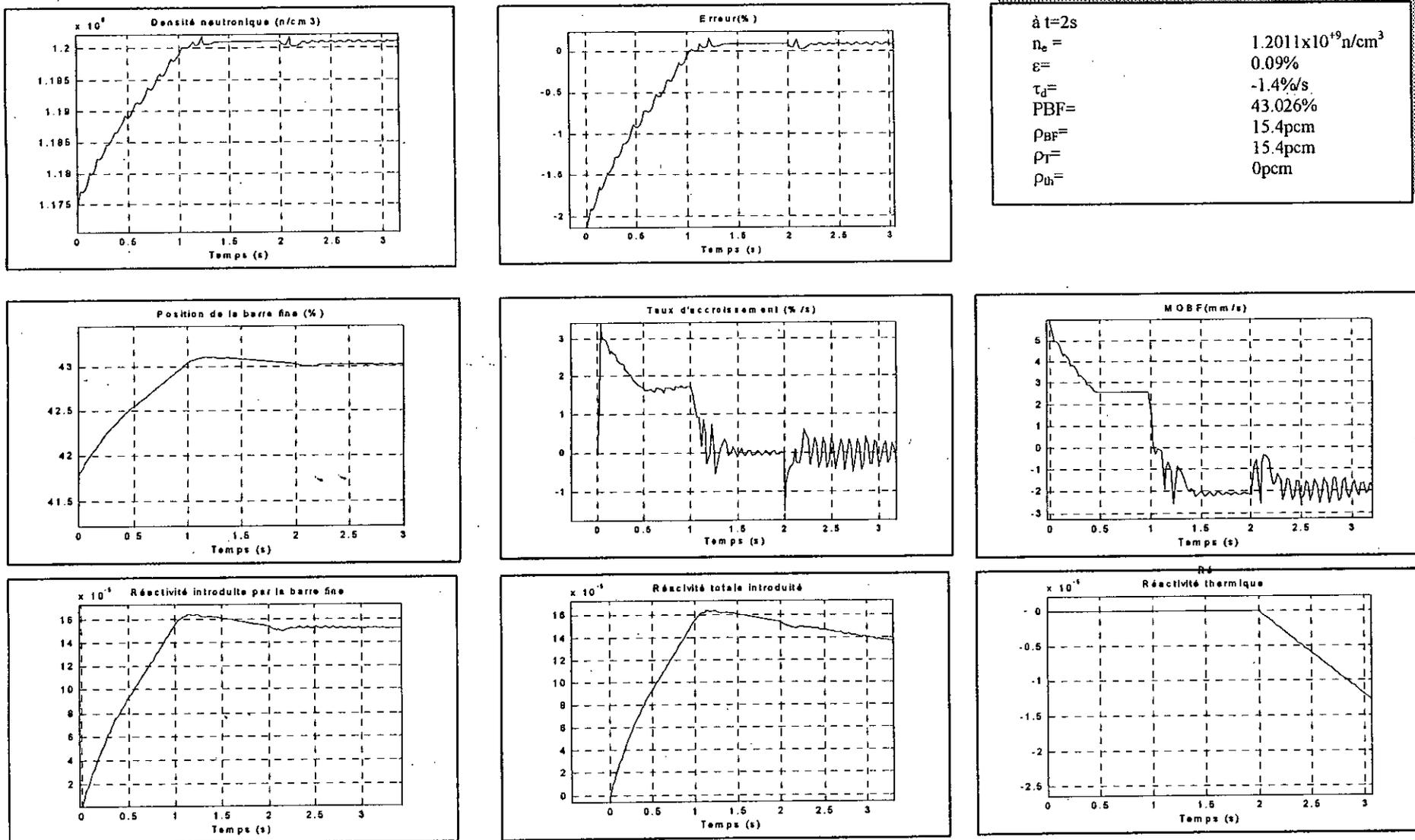
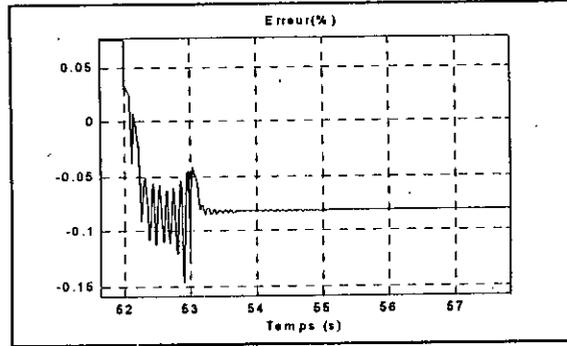
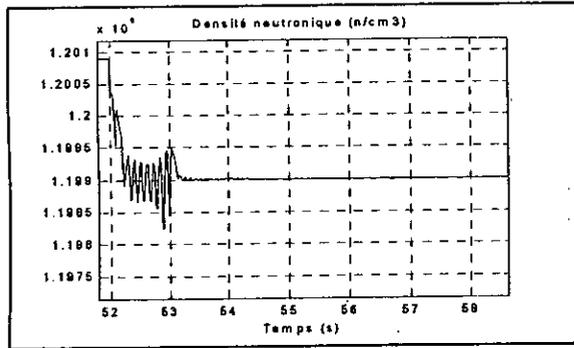


Figure V-35 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effet thermique pour une erreur de -2%, $PBF_C = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW \rightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) lorsqu'il y a apparition de l'effet de température.



à t=52s	
$n_c =$	$1.2003 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$
$\epsilon =$	0.026%
$\tau_d =$	-1.4%/s
PBF=	46.71%
$\rho_{BF} =$	60.202 pcm
$\rho_T =$	0.2 pcm
$\rho_{th} =$	-60 pcm

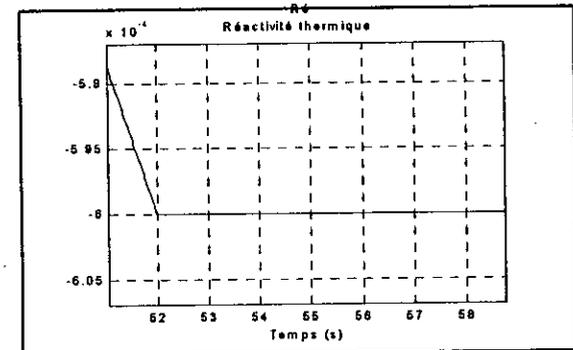
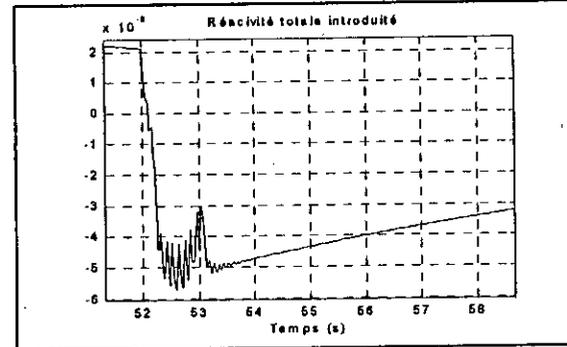
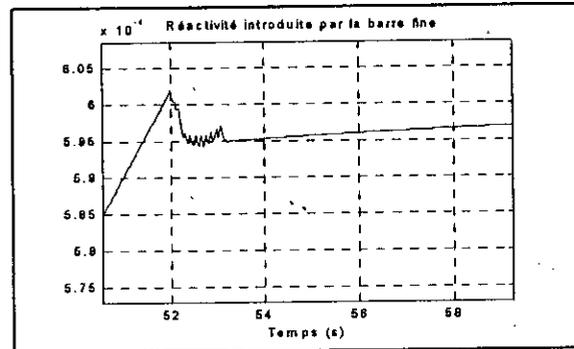
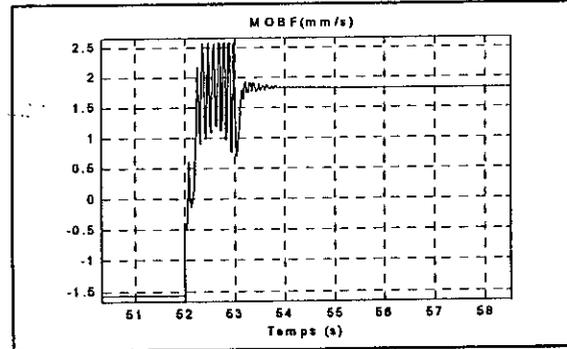
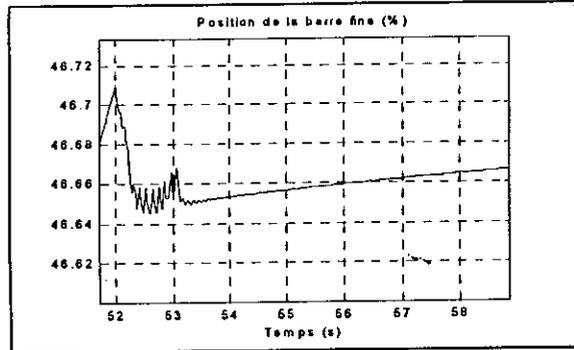
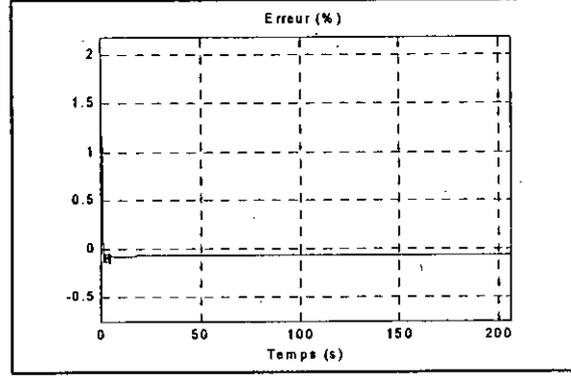
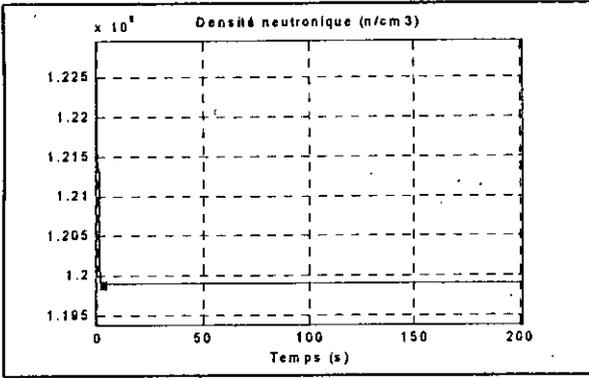


Figure V-36 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -2%, $PBF_C = 41.8\%$ et une réactivité thermique maximale de -60 pcm (un niveau de puissance de 500KW \leftrightarrow une densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$) lorsque la température devient stable.



Précision=	-0.0814%
t_d =	0.74s
t_r =	0.929s
PBF_{min} =	40.55%
ρ_{min}	-15.8 pcm
τ_{min}	-3.15%/s
τ_{smin}	-1.71%/s
$MOBF_{min}$	-5.3 mm/s
à $t=8s$ $\tau=0\%/s$	$\rho=-8.5\text{pcm}$
à $t=80s$ $\rho=0\text{pcm}$	$PBF=41.8\%$

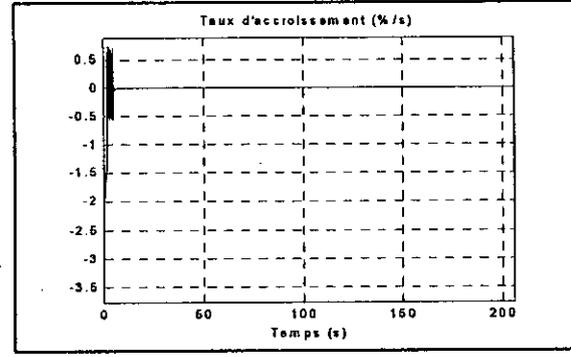
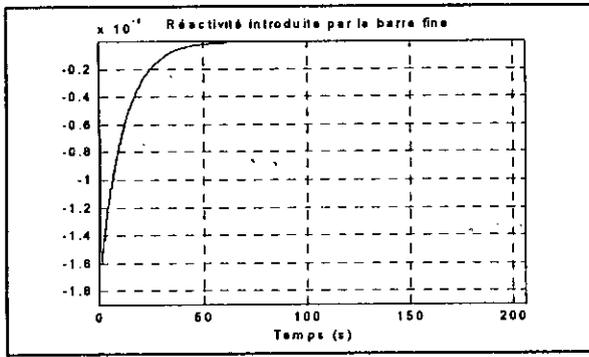
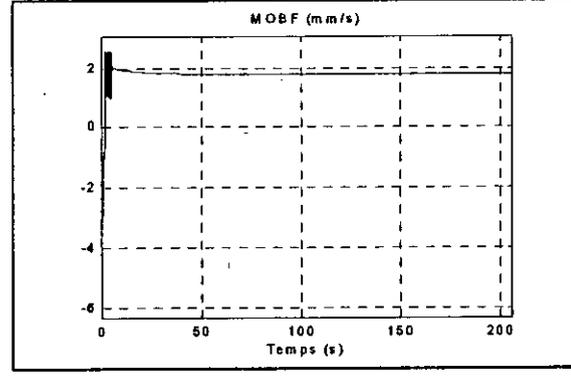
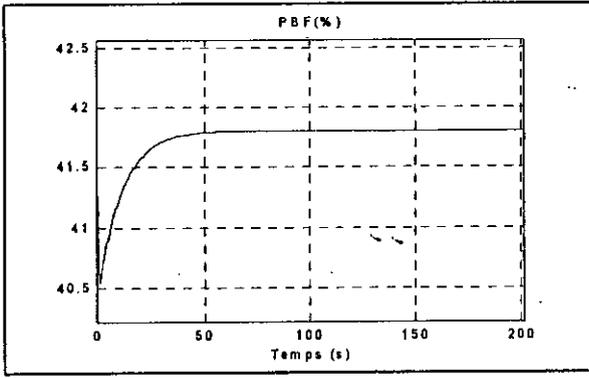


Figure V-37 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de +2% et la position de la barre fine à l'état critique $PBF_c = 41.8\%$ (niveau de puissance de 500KW \longleftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$)

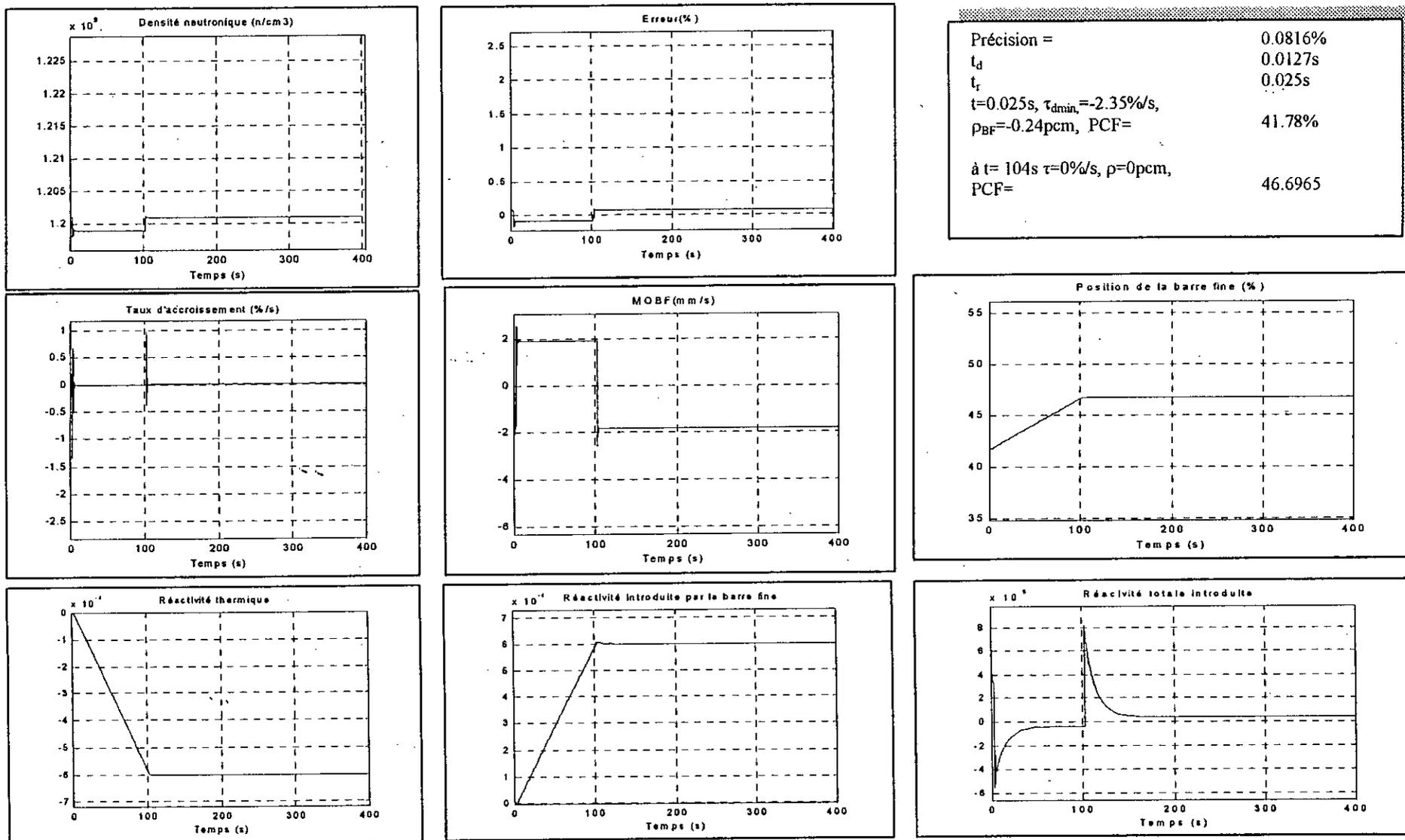


Figure V-38 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effet thermique pour une erreur de +2%, $PBF_C = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de $-60 pcm$ (niveau de puissance de $500KW \longleftrightarrow$ densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} n/cm^3$).

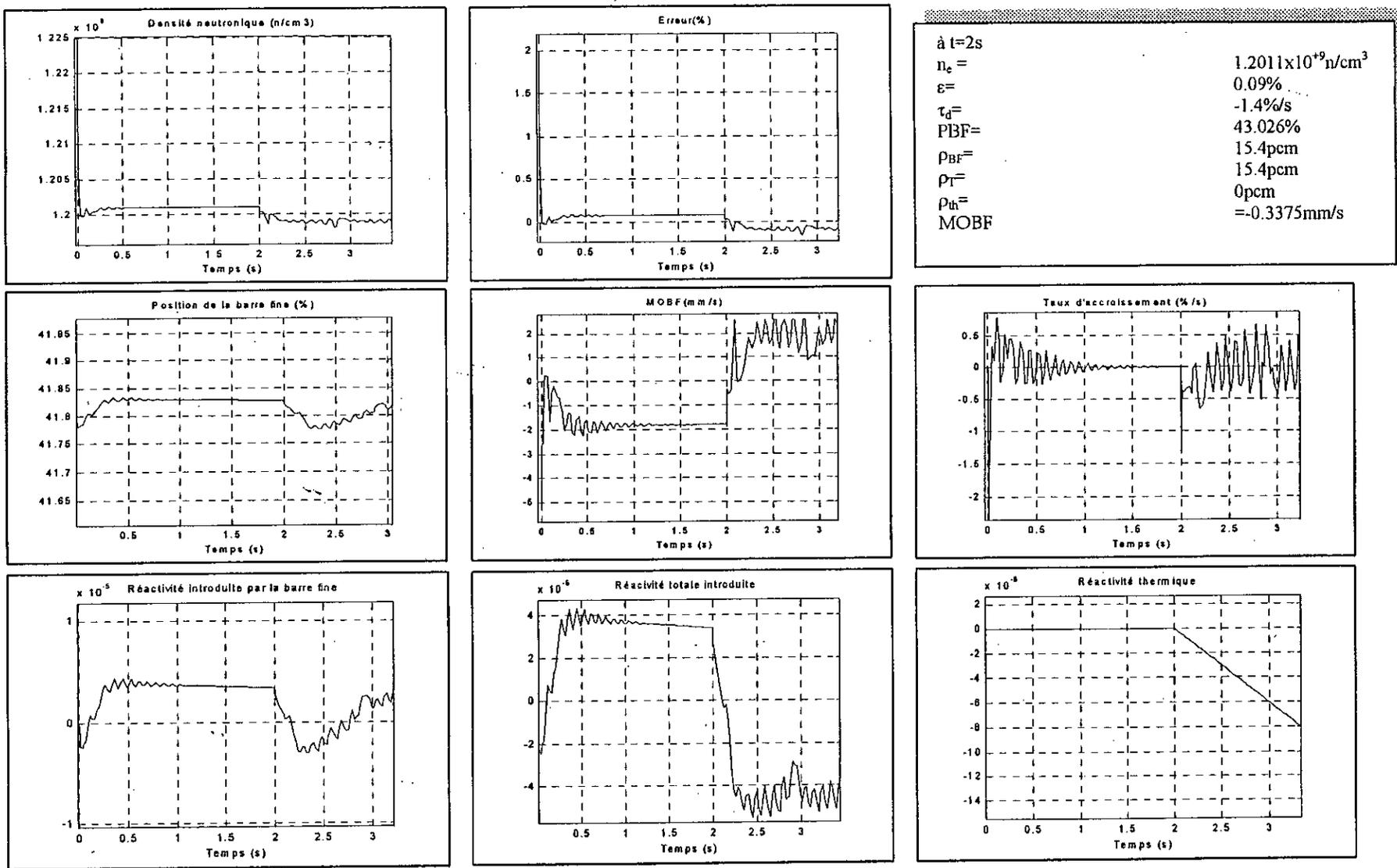


Figure V-39 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de +2%, $PBF_C = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW \longleftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^9 \text{ n/cm}^3$) lorsqu'il y a apparition de l'effet de température.

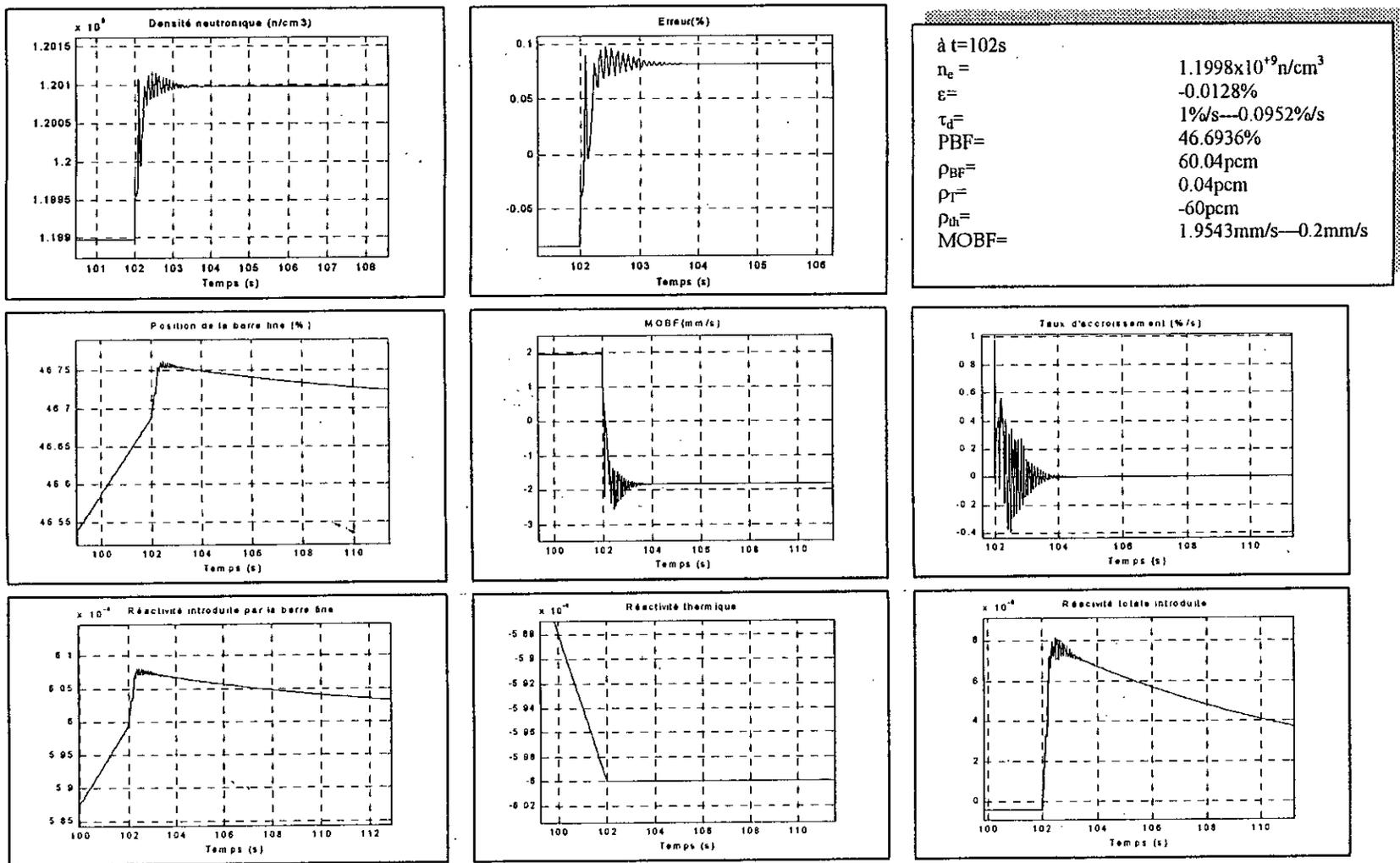
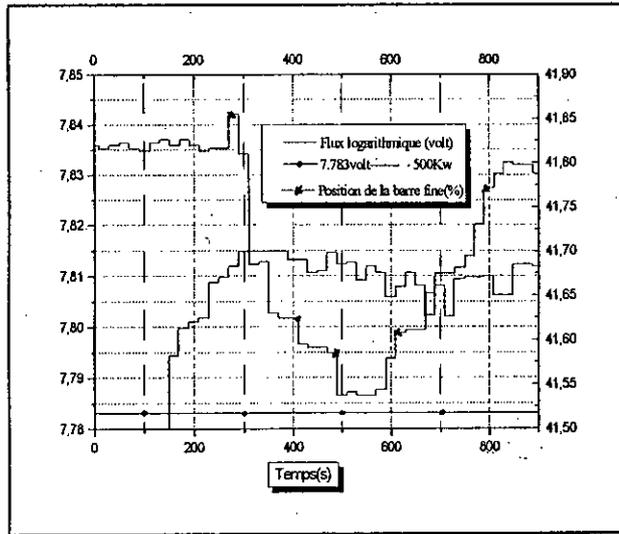


Figure V-40 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -2%, $PBF_C = 41.8\%$ et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW \rightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} n/cm^3$) lorsque la température devient stable.



à $t = 309.04s$
 $P = 530.69KW$, $\epsilon = 6.1389\%$, $PBF = 41.8\%$
 à $t = 572.334s$
 $P = 526.40KW$, $\epsilon = 5.28\%$, $PBF = 41.53\%$
 à $t = 1014.6s$
 $P = 528.02KW$, $\epsilon = 5.60\%$, $PBF = 41.82\%$

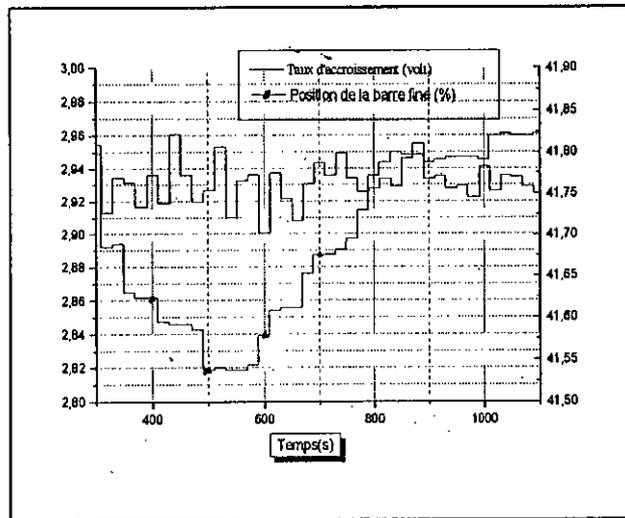
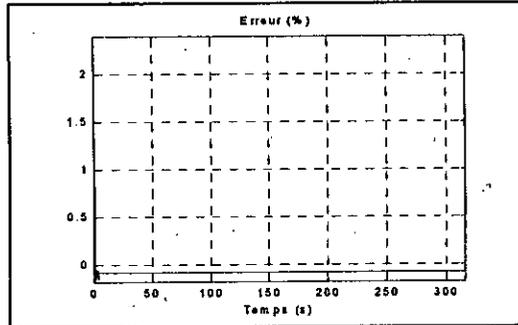
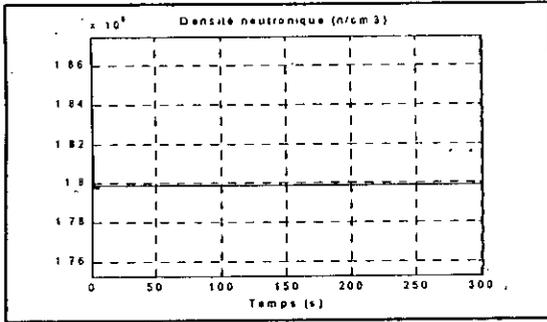


Figure V-41 : Résultats expérimentaux obtenus en utilisant le contrôleur classique (le piloteur automatique) pour un niveau de puissance de 500KW



Précision	+0.0814%
t_d	0.8284s
t_r	0.961s
PBF_{min}	40.55%
ρ_{min}	-15.825 pcm
τ_{min}	-3.14%/s
τ_{min}	-1.69%/s
$MOBF_{min}$	-5.3 mm/s
à $t=7.8s$ $\tau=0\%/s$	$PBF=40.55\%$, $\rho=-8.75pcm$
à $t=100s$ $\rho_r=0pcm$	$PBF=41.8\%$

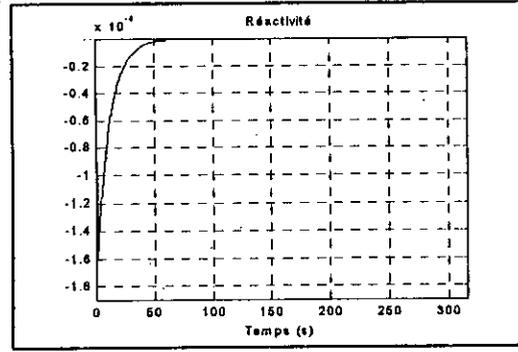
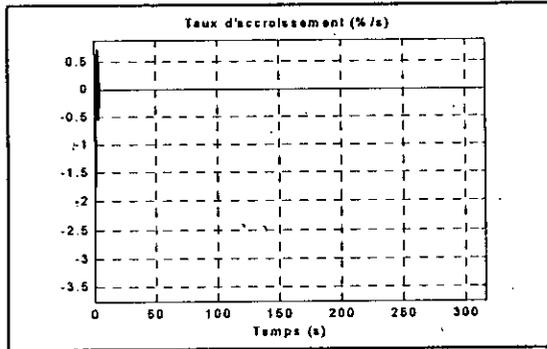
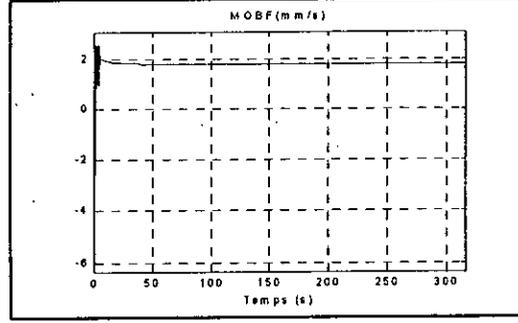
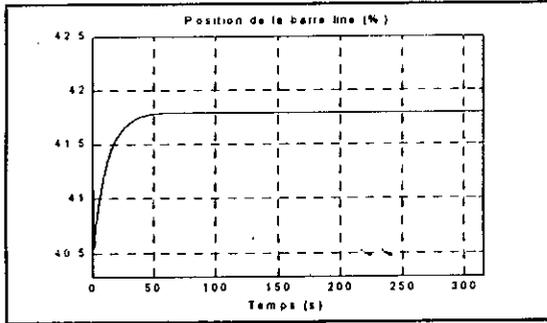


Figure V-42 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de +2% et la position de la barre fine PBF_c à 41.8% (niveau de puissance de 750KW \longleftrightarrow densité neutronique de $1.8 \times 10^{19} n/cm^3$).

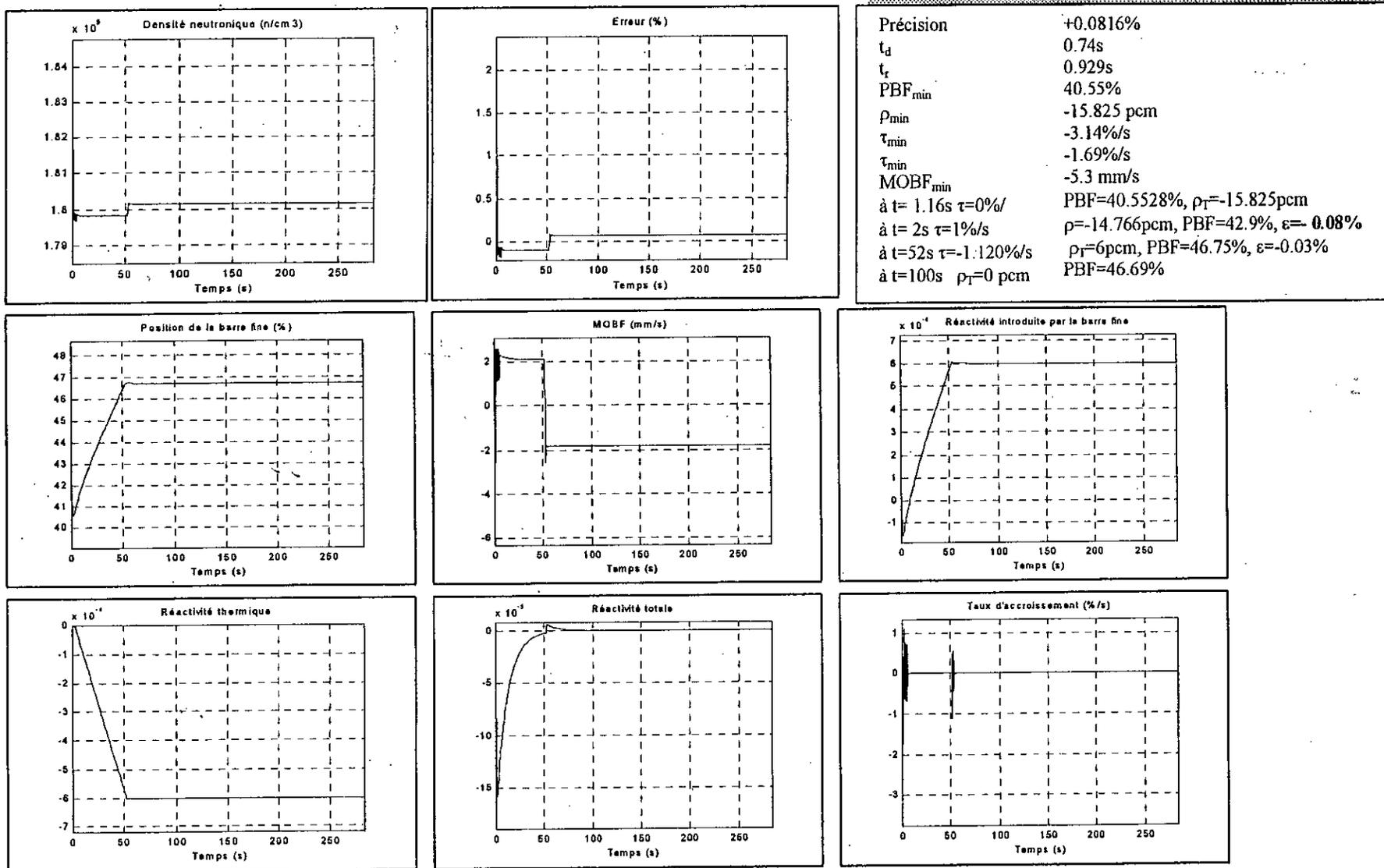
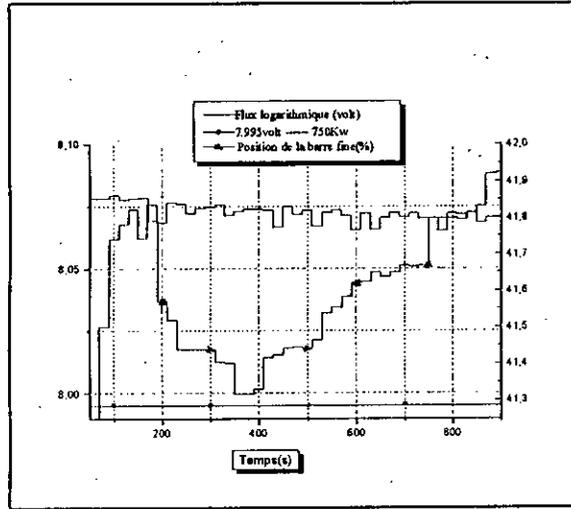


Figure V-43 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de +2%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 750KW \longleftrightarrow densité neutronique de 1.8×10^{19} n/cm³).



à t =170.54s	P=795.19KW,	$\epsilon=6.026\%$,	PBF=41.78%
à t =350.33s	P=788.71KW,	$\epsilon=5.16\%$,	PBF=41.81%
à t =864.7s	P=790KW,	$\epsilon=5.37\%$,	PBF=41.91%
à t =890.75s	P=783.86KW,	$\epsilon=4.51\%$,	PBF=41.92%

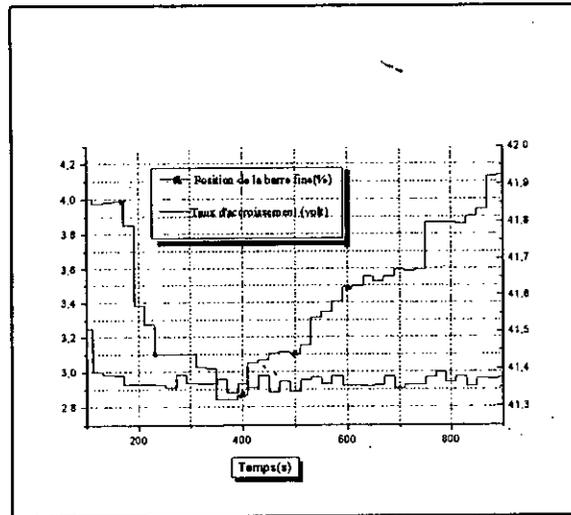
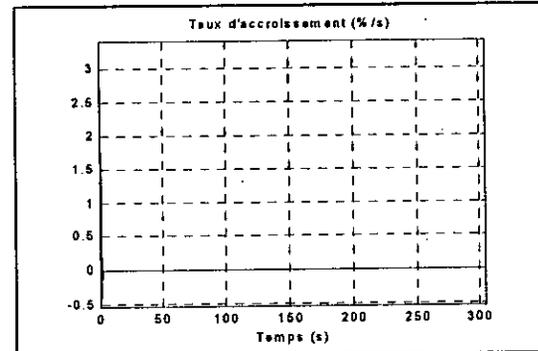
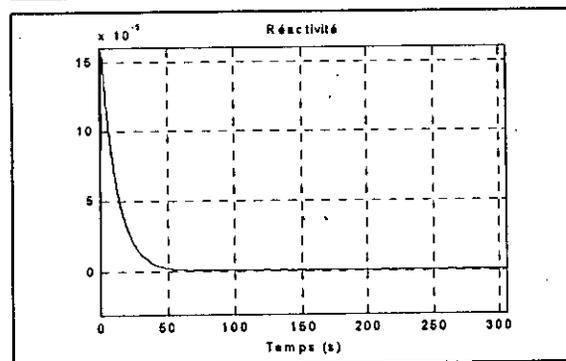
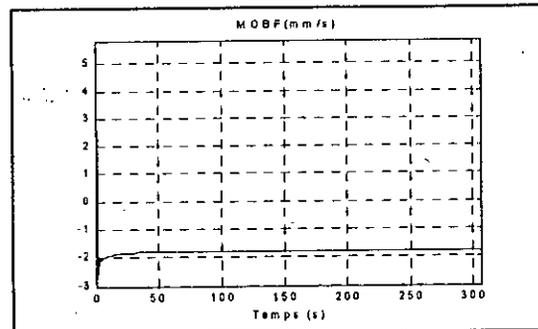
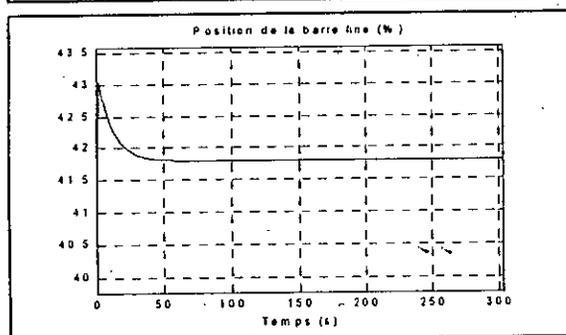
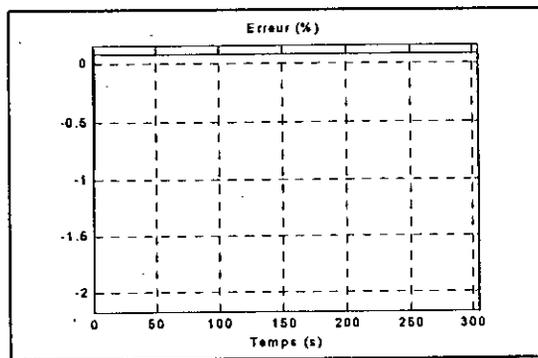
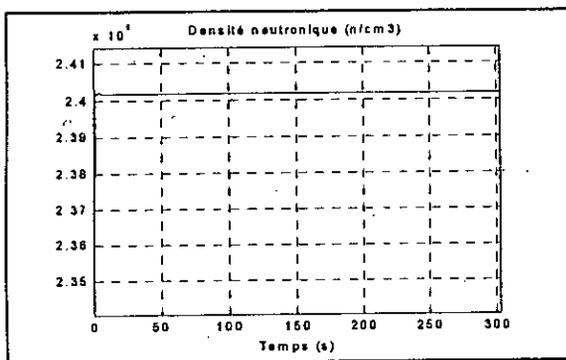


Figure V-44 : Résultats expérimentaux obtenus en utilisant le contrôleur classique (le pilotage automatique) pour un niveau de puissance de 750KW



Précision	+0.0812%
t_d	0.8427s
t_r	0.941s
PBF_{max}	43.0555%
ρ_{max}	15.75 pcm
τ_{dmax}	3.14%/s
τ_{smax}	1.69%/s
MOBF	5.3 mm/s
à $t=8$, $\tau=0\%/s$	$PBF=42.48\%$, $\rho=-8.6\text{pcm}$
à $t=100\text{s}$ $\rho_r=0\text{pcm}$	$PBF=41.8\%$

Figure V-45 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 pour une erreur de -2% et la position de la barre fine PBF_c à 41.8% (niveau de puissance de 500KW \longleftrightarrow densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^3$).

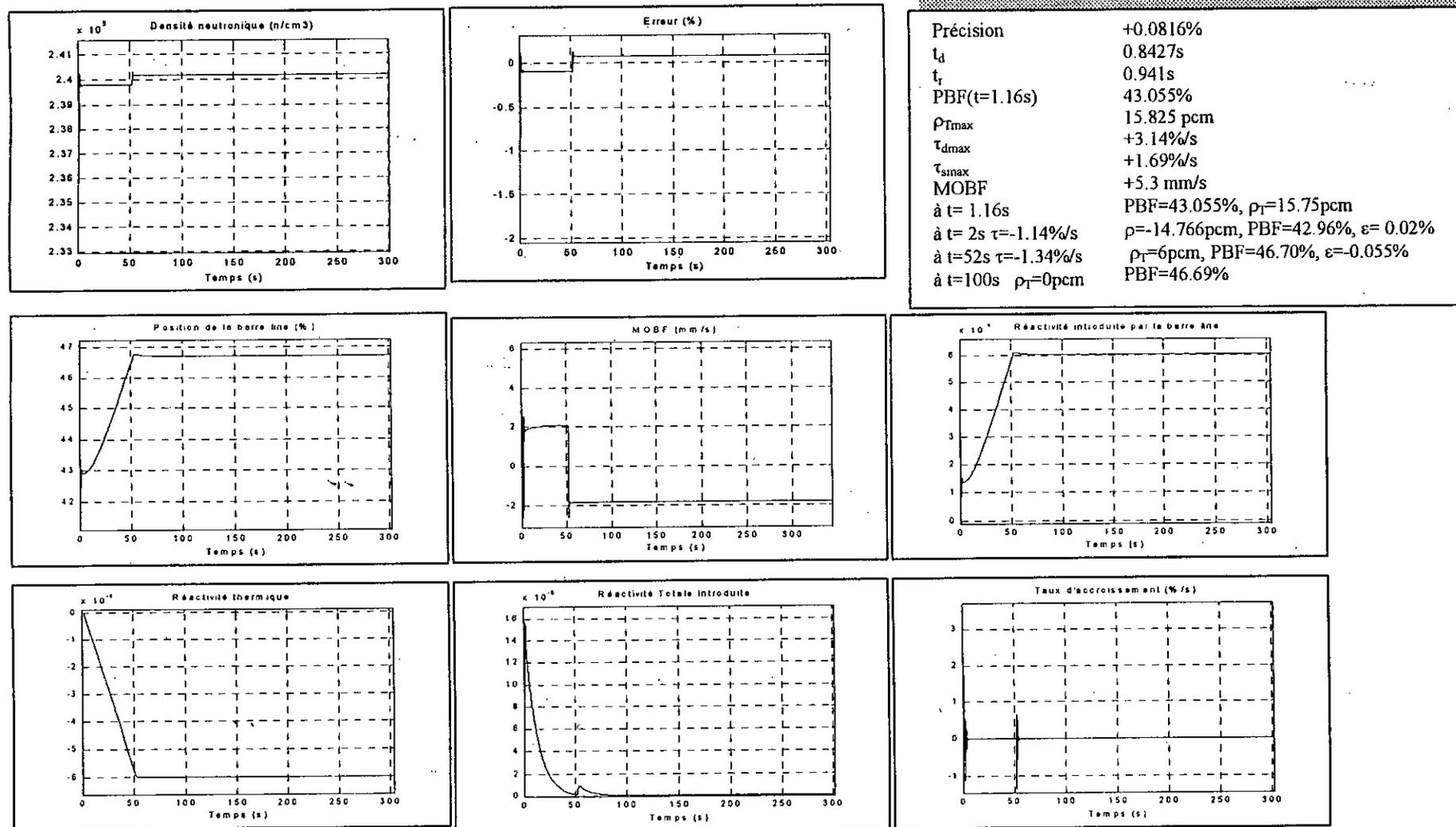
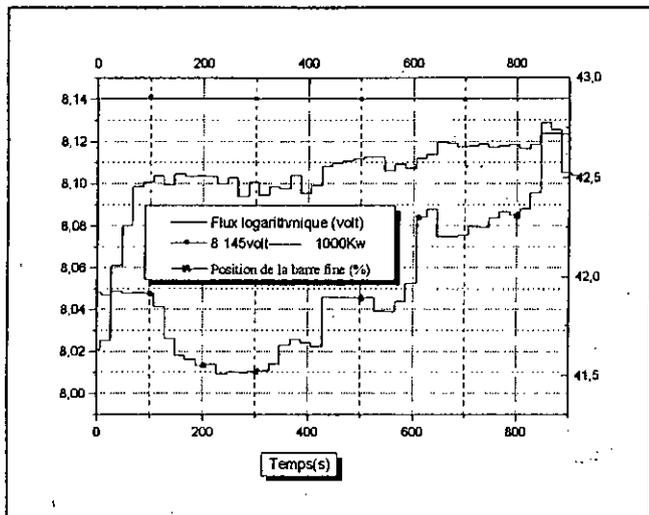


Figure V-46 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -2%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 1000KW ↔ densité neutronique de 2.4×10^{19} n/cm³).



à t = 297.42s
 P=918.3KW, ϵ = -8%, PBF=41.52%
 à t = 522.94s
 P=939.75KW, ϵ = -6.02%, PBF=41.89%
 à t = 607.03s
 P=938.290KW, ϵ = -6.17%, PBF=41.52%
 à t = 644.17s
 P=952.15KW, ϵ = -4.784%, PBF=41.52%

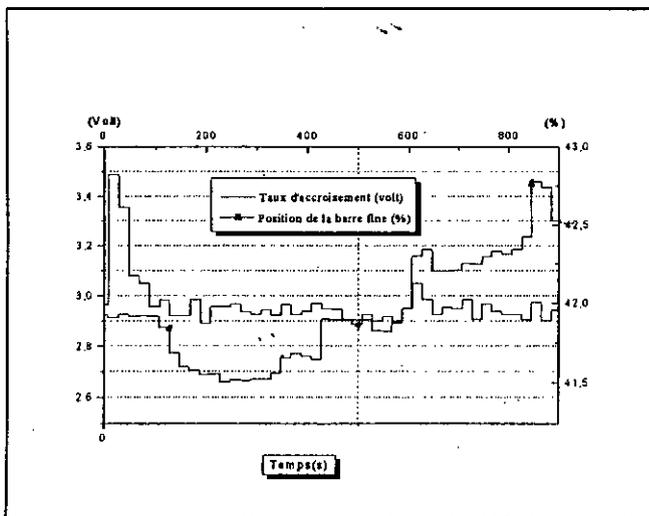


Figure V-47 : Résultats expérimentaux obtenus en utilisant le contrôleur classique (le pilotage automatique) pour un niveau de puissance de 1000KW

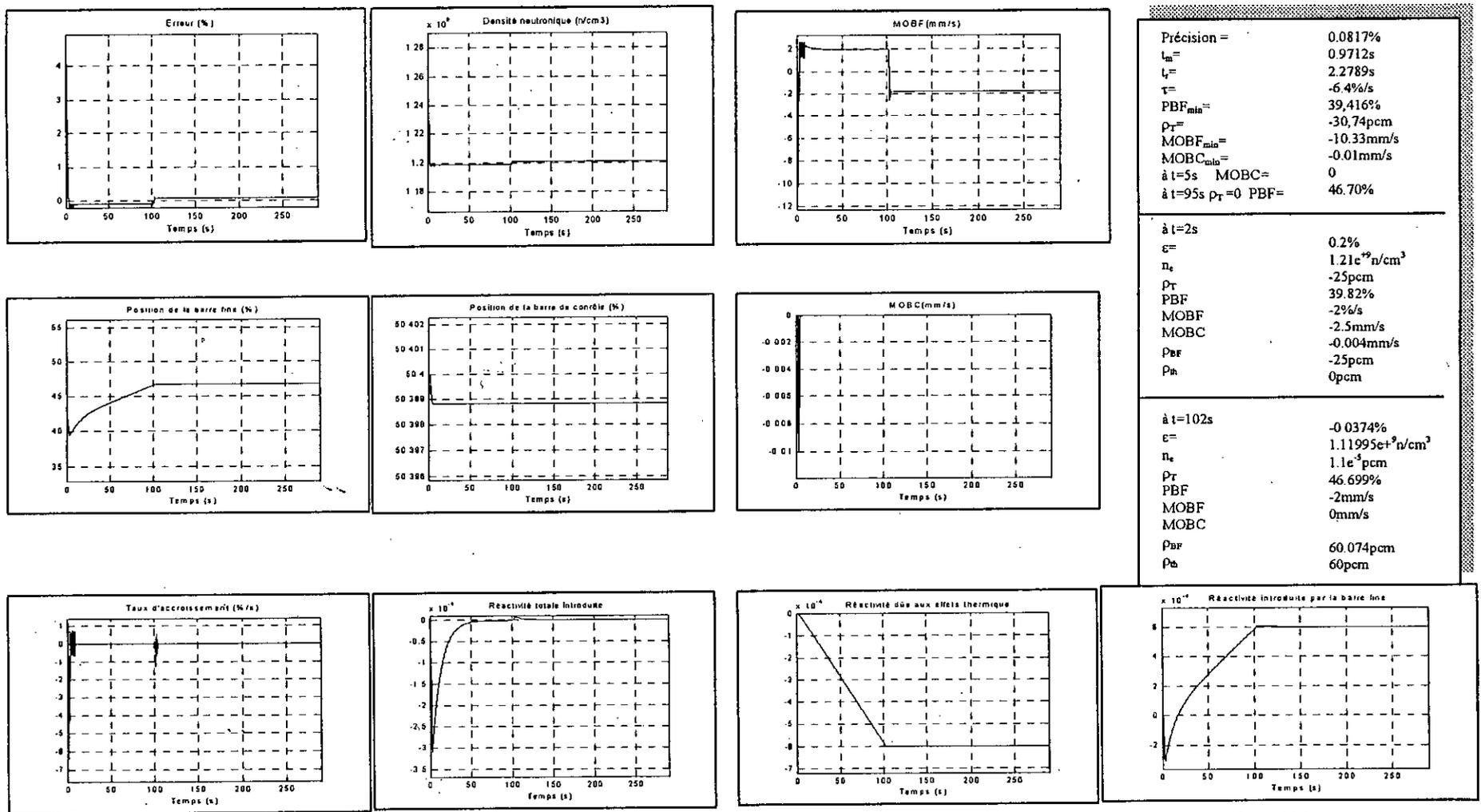


Figure V-48 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de +4%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 1000KW ↔ densité neutronique de $2.4 \times 10^{+9} n/cm^3$).

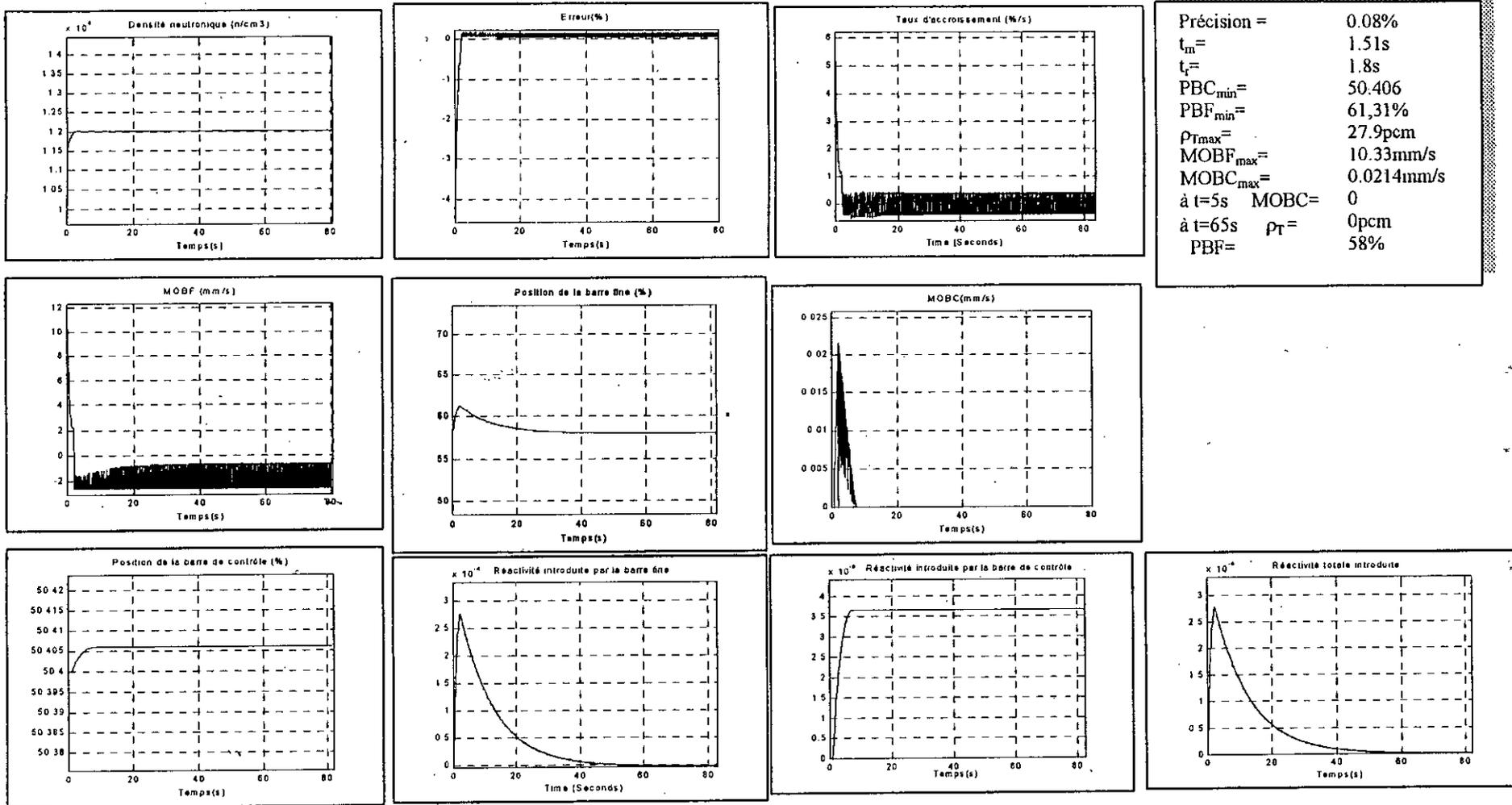


Figure V-49 : Résultats de simulation du contrôleur FLC2 avec effets thermiques pour une erreur de -4%, PBF_c à 41.8% et une réactivité thermique négative maximale de -60 pcm (niveau de puissance de 500KW ↔ densité neutronique de $1.2 \times 10^{19} n/cm^3$).

V.5.2. Interprétation des résultats (pour le contrôleur « FLC2 »)

Le contrôleur « FLC2 » a été testé pour des variations d'erreurs positives et négatives sans et avec l'introduction de l'effet thermique.

Les résultats de simulation obtenus montrent qu'il y a une compensation de l'erreur avec un temps de réponse rapide. La précision atteinte est de $\pm 0.08\%$ pour une erreur de $\leq \pm 4\%$ avec et sans l'introduction de l'effet thermique.

Ces résultats ont été comparés avec ceux obtenus avec le pilotage automatique pour différents niveaux de puissance :

- 500KW (figures V-38 et V-41).
- 750KW (figures V-43 et V-44).
- 1000KW (figures V-46 et V-47).

D'autres tests effectués dans le cas où la barre fine sort de sa gamme linéaire montrent que le contrôleur procède de la même manière que le contrôleur classique pour la compensation de l'erreur à l'aide de la barre de contrôle et au repositionnement de la barre fine dans la zone située entre 40%-60% (figures V-49 et V-50 respectivement).

Conclusion Générale
CONCLUSION GÉNÉRALE

Dans ce travail, l'introduction des technologies émergentes à savoir, la logique floue, les réseaux de neurones, les algorithmes génétiques et leur combinaison dans le domaine nucléaire ont été évoqués. Nous pouvons confirmer que ces technologies offrent de nouvelles perspectives et solutions aux problèmes relatifs au génie nucléaire.

Une attention particulière a été donnée à l'introduction de la logique floue à base de règles et de connaissances au contrôle des réacteurs nucléaires. Une étude détaillée sur la logique floue et la synthèse des contrôleurs flous à base de règles et de connaissances a été présentée. Elle a permis de décrire les principales caractéristiques de chacune des composantes constituant les contrôleurs flous.

Une synthèse de deux contrôleurs flous à base de règles et de connaissances a été faite.

Le premier contrôleur flou « FLC1 » est destiné au régime transitoire. Il est basé sur l'expertise humaine. Il traduit les actions de l'opérateur en règles linguistiques. Le deuxième contrôleur flou « FLC2 » est destiné au régime permanent. Il a été synthétisé en partant du contrôleur classique (boucle de pilotage automatique). Cette technique a rendu possible la transformation d'une loi de commande linéaire en une loi de commande non linéaire à l'aide de règles linguistiques floues.

Pour atteindre cet objectif, à savoir la synthèse des contrôleurs FLC1 et FLC2, les étapes de conception suivantes suivies sont :

1. Analyse des spécifications requises par le réacteur nucléaire utilisé et élaboration d'un cahier de charges.
2. Analyse dynamique du réacteur ainsi qu'une étude détaillée de ses systèmes de contrôle et d'instrumentation. Elles ont permis de comprendre son fonctionnement et son comportement durant toutes les phases de fonctionnement: démarrage, évolution et stabilité de la puissance et dans le cas échéant changement de puissance (augmentation ou réduction).
3. Conception préliminaire, elle détermine la nature du contrôle, le flux des données et les fonctions principales du système. Elle permet l'élaboration d'un schéma synoptique de contrôle, la décomposition en fonctions et modules.
4. Acquisition d'information sur la commande particulièrement sur la boucle de pilotage automatique.
5. Modélisation du réacteur et validation du modèle en comparant les résultats de simulation avec les résultats expérimentaux enregistrés durant toutes les phases de fonctionnement du réacteur. Les résultats obtenus ont montré que le modèle proposé est convenable pour les tests (essais) de simulation des contrôleurs flous.
6. Conception d'une base de connaissances relative au mode d'opération manuelle en se basant sur les expériences des opérateurs. Vérification des informations recueillies avec les résultats expérimentaux enregistrés durant les phases de fonctionnement du réacteur.
7. Identification des paramètres impliqués dans le contrôle et leur transformation en variables linguistiques pour servir dans les contrôleurs flous.

8. synthèse des différents blocs des deux contrôleurs flous. Il existe plusieurs étapes ici ainsi que plusieurs choix à faire dont certains sont subjectifs tels que celui des fonctions d'appartenance. Des tests (essais) de simulations et des corrections sont nécessaires pour atteindre les objectifs visés et raffiner la stratégie de commande afin d'améliorer les résultats déjà obtenus.

Les résultats de simulation obtenus pour le contrôleur « FLC1 » ont montré que les mouvements brusques de la barre de contrôle peuvent être évités en éliminant ainsi les pics de puissance. De même, les résultats ont montré que nous avons une bonne précision ($\cong \pm 2\%$) et une bonne stabilité et ce pour tous les niveaux de puissance (en montée et en descente). Le temps de montée a été considérablement réduit tout en respectant les normes de sûreté (le taux d'accroissement de la puissance τ ne dépasse pas la valeur permise). D'autres tests ont été effectués d'une part, en introduisant l'effet thermique, les résultats obtenus ont montré que le contrôleur peut compenser cet effet d'une manière optimale par rapport à l'opérateur. D'autre part en introduisant une perturbation de réactivité positive (impulsion de 30 pcm et de durée de 60s), le contrôleur a compensé cette perturbation tout en stabilisant la puissance du réacteur.

Dans les cas prévisionnels de changement de configuration et afin d'optimiser la distribution du flux neutronique du réacteur, des tests ont été effectués et les résultats obtenus ont montré qu'en changeant la position critique de la barre de contrôle (45% et 60%), le niveau de puissance désiré a été atteint avec une bonne précision (- 2.15% pour la barre à 45% et -1.89% pour la barre à 60%) et avec une bonne stabilité.

Le contrôleur « FLC1 » a pu simuler et traduire les actions de l'opérateur prises durant le fonctionnement du réacteur sous des conditions normales et dégradées.

Le contrôleur « FLC2 » a été testé pour des variations d'erreurs positives et négatives sans et avec l'introduction de l'effet thermique.

Les résultats de simulation obtenus montrent qu'il y a une compensation de l'erreur avec un temps de réponse rapide. La précision atteinte est de $\pm 0.08\%$ pour une erreur de $\leq \pm 4\%$ avec et sans l'introduction de l'effet thermique.

D'autres tests effectués dans le cas où la barre fine sort de sa gamme linéaire montrent que le contrôleur procède de la même manière que le contrôleur classique pour la compensation de l'erreur à l'aide de la barre de contrôle et au repositionnement de la barre fine dans la zone située entre 40%-60%.

Le contrôleur « FLC2 » a pu donc réaliser la tâche du contrôleur classique pendant le fonctionnement en régime permanent et a maintenu le flux à un niveau désiré. Ce contrôleur flou est aussi robuste aux variations des paramètres externes notamment la variation de température dans le cœur du réacteur ainsi que l'usure des éléments combustibles.

Ces données nous permettent de déduire que les contrôleurs assurent une bonne fiabilité et sûreté de l'installation.

En perspective, il est prévu dans une première phase l'implémentation de ce contrôleur en parallèle avec le contrôleur classique comme système d'aide à la décision aux opérateurs, ceci va ainsi permettre de tester le bon fonctionnement et les limites de ce contrôleur.

Dans la deuxième phase, l'amélioration de ce contrôleur par une approche neuro-floue et ce afin de compléter les capacités de décision et de raisonnement approximatif de cette dernière par celles d'apprentissage et d'optimisation des réseaux de neurones.

Une autre alternative serait d'opter pour un contrôleur flou auto-organisé ayant la capacité d'adaptation et d'apprentissage en termes de règles de décision selon un indice de performance prédéfini. Les algorithmes génétiques ou le contrôle comportemental pourraient aussi avoir un apport conséquent.

Nous suggérons aussi l'utilisation de réseaux flous adaptatifs comme outil d'identification et de commande permettant de construire un modèle flou du système complexe étudié sur la base de données entrées/sorties et de prendre en charge son contrôle.

ANNEXES
Annexes



Définition d'un réacteur nucléaire

Un réacteur nucléaire est une installation dans laquelle on peut provoquer et entretenir une réaction en chaîne de fission.

Qu'est-ce- que la fission nucléaire ?

Définition

La fission nucléaire est une scission d'un noyau lourd fissile sous l'effet de neutrons incidents.

La figure A-2 donne la réaction de fission.

Noyaux Fissiles et Noyaux Fertiles

Les travaux sur la fission ont permis de montrer que seuls trois noyaux dits «noyaux fissiles» peuvent subir des fissions sous l'action de neutrons de toutes énergies. Il s'agit de l'Uranium 233, de l'Uranium 235 et du Plutonium 239. Parmi ces trois noyaux, seul l'Uranium 235 existe dans la nature. Les deux autres sont produits artificiellement par capture neutronique par de noyaux dits «noyaux fertiles». C'est ainsi que l'Uranium 238 absorbant un neutron peut conduire à la formation du plutonium 239. De même, après capture d'un neutron, le Thorium 232 peut donner naissance à l'Uranium 233.

L'Uranium 235 et l'Uranium 238 se trouvent dans l'Uranium naturel dans les proportions de 0.7% et 99.3% respectivement. Le Thorium 232 constitue presque la totalité du Thorium naturel. La plupart des réacteurs dits «thermiques» en fonctionnement utilisent comme combustible soit l'uranium naturel, soit l'uranium enrichi dans lequel la concentration en uranium 235 fissile a été augmentée artificiellement par des méthodes complexes.

Les produits de la fission

L'expérience montre que la fission s'accompagne presque toujours de la libération :

- ◆ de deux à trois neutrons,
- ◆ de deux fragments de fission,
- ◆ d'une énergie de l'ordre de 200 Mev.

Réaction en chaîne

Puisque chaque fission donne naissance à deux ou trois neutrons, et que ces neutrons peuvent être utilisés pour provoquer d'autres fissions, on serait tenté de conclure qu'une fois la réaction de fission initiée, elle devrait s'entretenir d'elle même. En fait, si tous les neutrons issus de la fission pouvaient induire d'autres fissions, il se produirait en un temps relativement court un véritable effet d'avalanche au cours duquel serait mises en jeu des quantités colossales d'énergie et une émission imposante de rayonnements de sortie. On montre, cependant, qu'il n'en n'est pas ainsi, du fait que les neutrons issus de la fission ne sont pas tous disponibles pour entretenir la réaction en chaîne. En effet, une partie importante de la population de neutrons est généralement absorbée par les matériaux non fissiles qui entrent dans la composition du cœur du réacteur. une autre partie non négligeable peut s'échapper du cœur du réacteur et ne peut de ce fait contribuer à provoquer d'autres fissions. Une quantité plus ou moins

importante peut aussi, par absorption neutronique dans l'Uranium 238 fertile produire du plutonium 239 fissile.

La figure A-1 présente les différents éléments constituant un réacteur nucléaire.

Le contrôle de la réaction en chaîne est assurée au moyen de barres neutrophages. Le déplacement de celles-ci dans le cœur du réacteur peut être effectué selon le cas soit par l'opérateur, soit par les systèmes de contrôle et de sécurité.

Le Modérateur

Pour entretenir la réaction en chaîne, il conviendra de favoriser les absorptions utiles dans le combustible et de réduire au maximum les absorptions stériles ainsi que les fuites. L'expérience montre que les absorptions utiles sont d'autant plus élevées que l'énergie du neutron incident est faible. Ceci peut s'expliquer, intuitivement, de la façon suivante : un neutron lent passe un certain temps au voisinage d'un noyau avec lequel il a plus de chance de pouvoir interagir et conduire à une fission. Si l'on tient compte du fait que les neutrons naissant sont généralement rapides, on en déduit que pour augmenter leur efficacité, il conviendra de les ralentir. On utilise, pour cela, des milieux ralentisseurs dits modérateurs qui auront pour effet de ralentir les neutrons sans les absorber. Les trois modérateurs généralement utilisés sont l'eau légère, l'eau lourde et le graphite.

L'instrumentation Nucléaire

L'instrumentation nucléaire permet la mesure et le contrôle de toutes les grandeurs qui régissent l'évolution de la puissance nucléaire. Les données qui conditionnent le fonctionnement et le contrôle du réacteur sont généralement centralisées et exploitées au niveau de la salle de contrôle. Par conséquent, l'instrumentation assure l'interface entre le phénomène physique à analyser et les différents organes de contrôle. Ceci est réalisé par la conversion des grandeurs physiques en grandeurs électriques grâce à des détecteurs.

Les Détecteurs

Les détecteurs de neutrons sont généralement constitués d'une enceinte étanche renfermant un milieu sensible à l'effet des neutrons.

Si l'on tient compte du faible pouvoir de pénétration des particules α et β , on déduit que seuls les neutrons et les rayons Γ pourront atteindre la partie sensible du détecteurs de neutrons, pour y induire des réactions. Dans la plupart des détecteurs de neutrons, on désire minimiser la composante du signal due à l'effet des photons Γ .

Les détecteurs nucléaires utilisés dans un réacteur nucléaire sont basés sur les réactions d'ionisation dans les gaz.

C'est le cas :

- ◆ Des chambres à fission,
- ◆ Des chambres d'ionisation,
- ◆ Des chambres à BF₃,
- ◆ Des compteurs GEIGER-MULER.

Les figures A-4 à A-7 présentent les détecteurs les plus courants.

Les chambres à fission

Les chambres à fission sont généralement constituées de deux électrodes cylindriques coaxiales isolées électriquement l'une de l'autre et recouvertes sur les deux faces en regard d'un matériau fissile généralement à base d'U235. Cette enveloppe est remplie d'un gaz rare tel que l'argon additionné de quelque % de gaz ou d'azote.

Les chambres d'ionisation

Il existe 4 types de chambre d'ionisation :

- ◆ Les chambres d'ionisation à BF₃ non compensées,
- ◆ Les chambres d'ionisation à BF₃ compensées,
- ◆ Les chambres d'ionisation à dépôt de Bore non compensées,
- ◆ Les chambres d'ionisation à dépôt de Bore compensées.

Les compteurs proportionnels

Il existe 2 types de compteurs proportionnels :

- ◆ Les compteurs proportionnels à BF₃,
- ◆ Les compteurs proportionnels à dépôt de Bore compensés.

Ces détecteurs utilisent comme réaction secondaire, celle de transmutation du Bore contenu dans le BF₃. Ces compteurs sont très sensibles aux neutrons. Ils sont de ce fait très utilisés dans l'instrumentation de démarrage. Les compteurs à dépôt de Bore sont moins sensibles que les compteurs à BF₃. Ils permettent, cependant, une meilleure discrimination des rayons gamma.

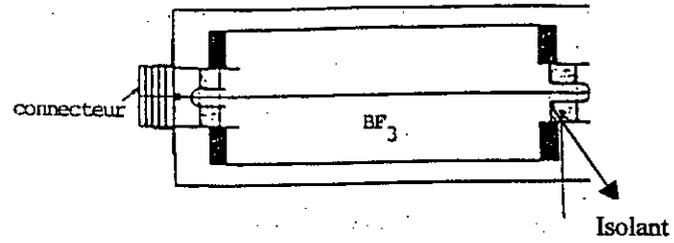


Figure A-4 Schéma d'un compteur proportionnel à BF₃

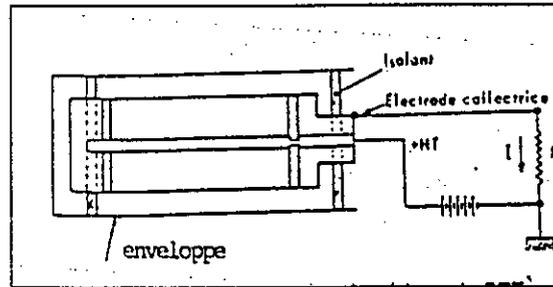


Figure A-5 Schéma d'une chambre d'ionisation à BF₃ non compensée

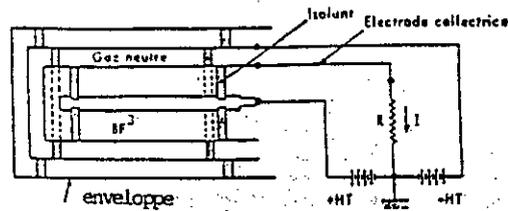


Figure A-6 Schéma d'une chambre d'ionisation à BF₃ compensée

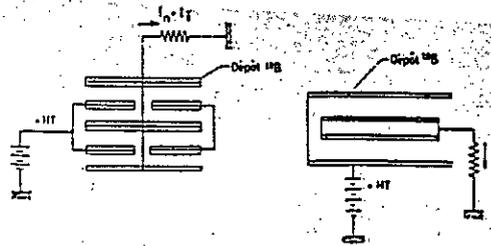


Figure A-7 Schéma d'une chambre d'ionisation à dépôt de bore non compensée

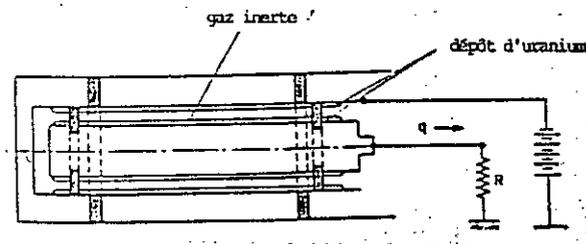


Figure A-8 Schéma d'une chambre d'une fission

Neutrons Retardés

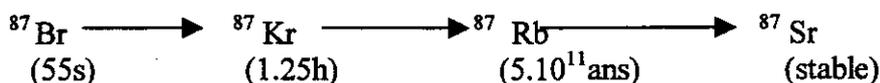
Il y a deux catégories de neutrons émis lors d'une fission :

- les neutrons prompts en grande majorité (99,35% dans le cas de l'U235) libérés au moment de la fission.
- Les neutrons retardés (0,65%) émis par des nucléides provenant de la fission avec un retard pouvant varier d'une fraction de secondes à plusieurs minutes.

Les neutrons retardés sont généralement classés en 6 groupes pour l'U235 en fonction de leurs demie vie et constantes de désintégration radioactive. Ils jouent un rôle important dans le contrôle des réacteurs .

La figure ci-dessous montre la formation de ^{87}Sr à partir du nucléide ^{87}Br , produit primaire de la fission ayant une période de 55s.

^{87}Br a deux modes de désintégration. Pour 30% des noyaux nous avons :



Pour 70% des noyaux, l'électron et le neutrino sont émis avec une énergie beaucoup plus faible lors de la première désintégration β^- de sorte que le noyau de Krypton 87 est obtenu dans un état fortement excité $^{87}\text{Kr}^*$. Ce noyau, très instable va se désintégrer en émettant un

neutron et former le noyau ^{86}Kr . On peut considérer que ce neutron était émis directement à partir du Brome avec une période de 55s (figure A-9).

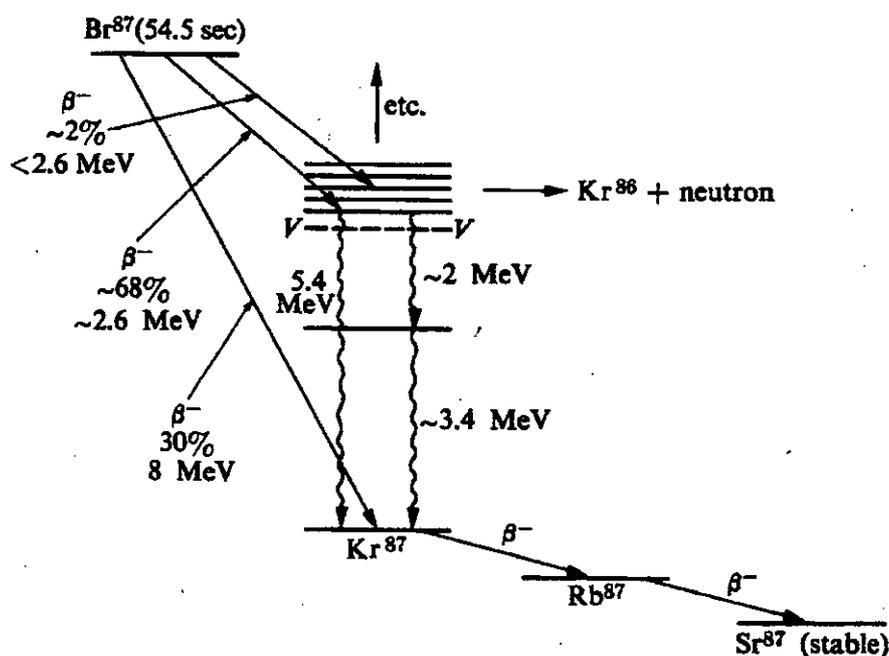
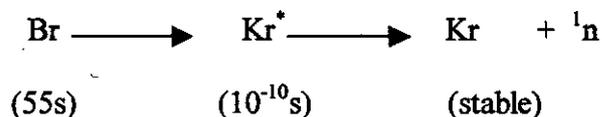


Figure A-9 Origine des neutrons retardés

Table A-1

**Delayed-Neutron Precursors. Uncertain Quantities
are Indicated by Parentheses.***

Precursor	Precursor half-life (sec) and group assignment	
Br ⁸⁷	54.5	Group 1
I ¹³⁷	24.4	} Group 2
Br ⁸⁸	16.3	
I ¹³⁸	6.3	} Group 3
Br ⁽⁸⁹⁾	4.4	
Rb ^(93, 94)	~6	
I ¹³⁹	2.0	} Group 4
(Cs, Sb or Te)	(1.6-2.4)	
Br ^(90, 92)	1.6	
Kr ⁽⁹³⁾	~1.5	
(I ¹⁴⁰ + Kr?)	0.5	Group 5
(Br, Rb, As + ?)	0.2	Group 6

* From G. R. Keepin, *Physics of Nuclear Kinetics*, Reading, Mass.: Addison-Wesley, 1965.

Accident de Tchernobyl [CEA86]

Présentation de la centrale de Tchernobyl

La centrale nucléaire de Tchernobyl est située dans la partie orientale de la Polésie, à la limite de la Biélorusse et l'Ukraine, au bord de la rivière Pripyat, affluent du Dniepr. La construction des deux premiers réacteurs de puissance à eau bouillante « RBMK 1000 » (1 et 2) a duré de 1970 à 1977, celle des deux tranches suivantes (3 et 4) s'est achevée en 1983. Deux autres tranches (5 et 6) sont en construction depuis 1981 à 1,5 Km au sud-est. Les quatre premières tranches sont construites en alignement, les salles des machines comprenant les quatre paires de turboalternateurs s'étendent sur 800 mètres. Elles sont refroidies à l'aide de l'eau d'un lac artificiel de 22 km² construit en bordure de la rivière. Les tranches 5 et 6 comportent des tours de refroidissement en parallèle avec le lac.

Une paire de tranches comportent des systèmes généraux et auxiliaires communs comme stockage d'effluents, la production de gaz et les diesels de secours. L'installation de production de gaz fournit l'air comprimé, l'azote, l'hydrogène, l'hélium et l'argon et comprend des réservoirs d'azote et d'hydrogène extérieurs. Les groupes de secours comprennent deux ensembles de trois générateurs de diesel d'une puissance unitaire de 5.5 MW. Les bâtiments situés entre les réacteurs et la salle des machines contiennent notamment les équipements électriques et les salles de commande.

Réacteur RBMK

Le bloc réacteur est constitué d'un empilement de graphite d'environ 12m de diamètre et de 8m de haut traversé verticalement par 1681 tubes de forces contenant le combustible parcouru par une circulation d'eau ordinaire.

Le cœur contient 190 tonnes d'uranium enrichi à 2% sous forme d'oxyde. La puissance spécifique dans le combustible est assez faible. Le taux de combustion moyen est de 20.000MWj par tonne.

Chaque tube de force contient deux sous-assemblages combustibles placés l'un au-dessus de l'autre et déchargés simultanément. Chaque sous-assemblage est composé de 18 pastilles combustibles de 3,5mm de long et de 13,5mm de diamètre. Ces pastilles sont gainées avec un alliage de zirconium-niobium. L'épaisseur de gaine est de 0,9mm.

L'empilement de graphite qui constitue le modérateur contient 2488 colonnes verticales de blocs de graphite parallélépipédiques de 25 cm de côté et de différentes hauteurs. Le graphite a une densité de 1,67. ces blocs de graphite comportent également des trous verticaux pour les barres de contrôle et les systèmes d'instrumentation du cœur. Des anneaux de graphite enfilés sur les tubes de force assurent les contacts thermiques entre les blocs de graphite et les tubes de force. L'ensemble de l'empilement est contenu dans une enveloppe remplie d'un mélange d'hélium et d'azote qui permet un contrôle chimique du graphite. Toute fois, l'évacuation de l'énergie dégagée dans le graphite, soit environ 5% de l'énergie totale, ne se fait que par conduction vers les tubes de force. Ainsi la température moyenne du graphite est d'environ 500°C et elle peut atteindre localement 760°C.

Le cœur est entouré par un réflecteur radial de 1m d'épaisseur et de réflecteurs supérieurs et inférieurs de 0,5m d'épaisseur. Le réflecteur radial est refroidi par 156 canaux placés en périphérie.

L'ensemble du bloc réacteur repose sur une structure mécano-soudée qui est contenue dans une cavité de 21,60m de côté et de 25.50m de haut.

Au dessus de réacteur, une machine permet le déchargement et le chargement du combustible dans les tubes de force. Elle comporte un circuit de refroidissement particulier. Après accostage de la machine sur tête d'un canal, l'ensemble des deux assemblages du canal est retiré puis, après rotation d'un barillet, deux assemblages neufs sont descendus dans le canal et celui-ci est refermé. La machine va ensuite déposer les assemblages irradiés dans une piscine de désactivation.

Le contrôle est assuré par 211 barres absorbantes occupant les tubes de force. Ces barres sont actionnées par des mécanismes situés au-dessus du cœur sous le plancher de protection du hall. Ces barres absorbantes sont constituées d'éléments articulés entre eux. Chaque élément est constitué d'anneaux de carbure de bore de 65mm de diamètre et de 2mm d'épaisseur et un tube interne de 50mm de diamètre et de 2 mm d'épaisseur en alliage d'aluminium. Chaque barre est constituée de six éléments articulés. Elles sont prolongées par des éléments inertes pour éviter un déplacement d'eau quand elles sont retirées. La vitesse maximale d'insertion est de 0.4m/s

Le refroidissement du réacteur est effectué par deux boucles évacuant chacune l'énergie produite par la moitié du cœur. Chaque boucle comprend deux ballons séparateurs et quatre pompes de recirculation (3 en fonctionnement et 1 en réserve). Le mélange d'eau et de vapeur sortant de chaque tube de force arrive par une tuyauterie dans un de ces ballons séparateurs de 30 m de long et de 2.30m de diamètre dans lequel l'eau et la vapeur sont séparées.

L'eau retourne par 12 tuyauteries vers les collecteurs et les pompes de recirculation qui alimentent les tubes de force par un système de collecteurs, de sous-collecteurs et de tuyauteries. Sur chaque boucle, il y'a 22 sous-collecteur de 300mm de diamètre.

L'eau entrant dans le cœur à 270° C est réchauffée sur 2.50 m de hauteur et bout dans la partie supérieure. A la sortie du cœur, le titre de la vapeur est de 14.5% à pleine puissance. La pression de sortie est de 70 bars et la température de 284° C. le débit de chaque tube de force peut être réglé par une vanne de façon à s'adapter à la distribution de puissance.

Contrôle du réacteur

Le contrôle du niveau et de la distribution de puissance dans un cœur de grandes dimensions est un problème de sûreté complexe.

Les réacteurs de type RBMK sont caractérisés par :

- Une instabilité due à des oscillations radiale et azimutale de puissance dues à l'effet du Xénon dans des cœurs de grande taille (12mx7m).

- Un coefficient de vide positif qui élimine en partie l'effet auto stabilisant des autres contre-réactions. Une augmentation de puissance accroît le taux de vapeur (dit taux de vide) dans le canal, ce qui libère de la réactivité et accentue l'augmentation de puissance ; le contrôle de la réaction est obtenu par insertion des grappes de contrôle. L'effet global de vide (gain en réactivité dans l'hypothèse où tous les canaux se vident) est environ 2000 pcm (pour cent mille unité de réactivité) en partant de la pleine puissance et 2750 pcm en partant de l'état d'arrêt du réacteur.

La stabilité du cœur est fonction du coefficient global de puissance qui est la somme des coefficients de vide et de température du combustible (Effet Doppler). Pour les puissances élevées, le coefficient global de puissance est négatif alors que les puissances faibles en dessous de 700MWth, ce coefficient est positif.

D'autres paramètres influencent ces coefficients, en particulier le coefficient de vide est d'autant plus positif que les grappes de contrôle sont retirées du cœur.

En résumé, lorsque la puissance baisse ou lorsque l'on remonte les grappes et a fortiori si l'on combine les deux actions, le cœur devient plus instable.

Un ensemble de grappes de (211) permet de moduler le niveau de la répartition de la puissance dans le cœur. Ces grappes sont, de par leur fonction, réparties en six groupes :

- Les 24 grappes courtes qui doivent assurer le contrôle de la distribution de puissance axiale,
- Les 24 grappes participant au contrôle automatique du réacteur, qui sont divisées en deux sous-groupes : celle utilisées pour le contrôle local de la distribution de puissance et celle qui sont affectées au contrôle du niveau de puissance.
- Les 139 grappes qui, en fonctionnement normal, sont manœuvrées directement par l'opérateur et permettent de moduler la distribution de puissance afin d'optimiser l'utilisation du combustible. En particulier, lors du rechargement d'un canal, les grappes manuelles adjacentes sont insérées dans le cœur afin de réduire localement la puissance pendant que le réacteur continue à fonctionner,
- Les 24 grappes assurant la protection du cœur.

En fonction des temps de réponse et de la précision des mesures, les systèmes de contrôle de la puissance peuvent être séparés en trois niveaux :

- Tout d'abord un ensemble de systèmes de contrôle et de protection à réponse rapide permettant le contrôle du niveau global de puissance ainsi que la distribution macroscopique (harmonique de rang faible) que l'on peut appeler « contrôle et protection » par analogie avec les tranches française.
- Un deuxième niveau, appelé système de surveillance de la distribution de puissance qui guide l'opérateur pour les mouvements de grappes de contrôle destinés au contrôle des oscillations dues au xénon (harmonique de rang fort). Le temps de réponse de ce deuxième niveau est de l'ordre de la minute.

- Enfin un troisième niveau (Calculateur d'Aide au Pilotage) qui permet d'optimiser la gestion du combustible et de programmer les chargements.

Scénario de l'accident

La tranche 4 de la centrale de Tchernobyl était en fonctionnement depuis décembre 1983, avec un facteur de charge très élevé, la meilleur des tranches de la filière RBMK. Il était prévu d'effectuer les 25 et 26 avril 1986 un essai spécial avant d'arrêter la tranche pour l'entretien normal.

Le but de l'essai était de démontrer la possibilité d'alimentation électrique du système de refroidissement de secours par les turboalternateurs en cas de perte du réseau avant la reprise en secours par les diesels. Des essais précédents n'avaient pas été probants car la tension tombait trop rapidement. Un nouveau système de régulation de tension était donc installé. L'essai consistait à fermer l'alimentation en vapeur d'un turboalternateur et à tester sa capacité d'alimentation pendant son ralentissement sur inertie ; deux des quatre pompes principales de recirculation de chaque boucle étaient utilisées comme charge électrique du turboalternateur et devaient donc ralentir pendant l'essai.

Après abaissement de la puissance, le premier turboalternateur a été découplé. Mais en raison du délai demandé par le « dispatching », la baisse de puissance jusqu'au niveau de 700 = 1000 MW, où l'essai devrait être réalisé, n'a pu se poursuivre que tard dans la nuit du 25 au 26 Avril. L'évolution des paramètres physiques du cœur est schématisée sur la figure B-1.

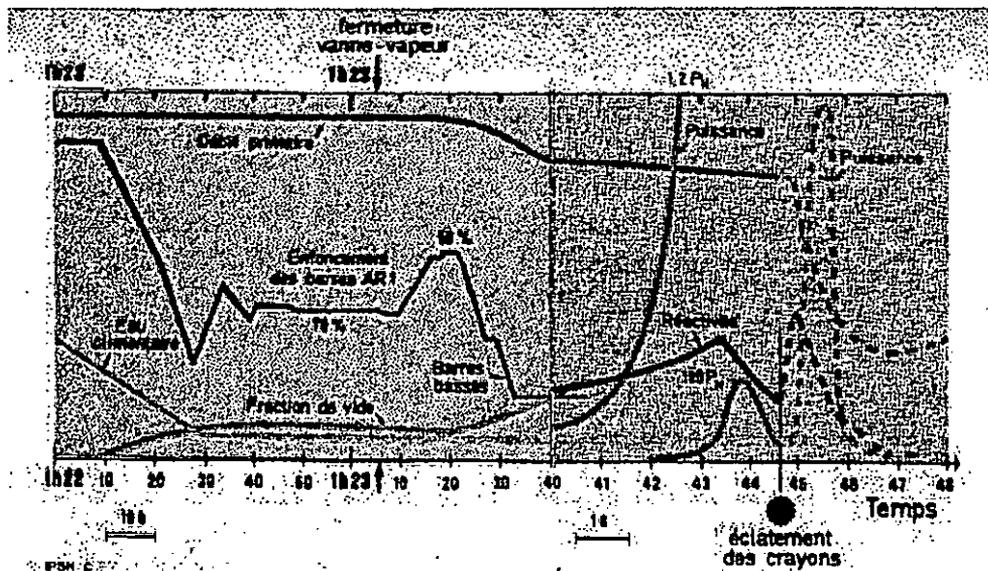


Figure B-1 Evolution des paramètres physiques pendant les deux dernières minutes avant l'explosion

Le retard dû au « dispatching » est un événement imprévu qui, en lui-même, n'affecte pas grandement la suite des événements. Cependant, on peut noter que ce n'est sans doute pas l'équipe de quart prévue initialement qui réalisera l'essai. Par contre, juste avant l'essai, le système de refroidissement de secours avait été isolé et les opérateurs l'ont laissé isoler pendant les neuf heures où la tranche est restée à mi-puissance. Cette attitude de violation délibérée des procédures normales va apparaître tout au long de la suite des événements.

A 23 h, la réduction de puissance est reprise et peu après un autre événement anormal se produit : l'opérateur fait une erreur de manipulation et le contrôle automatique du réacteur est perdu. Sa puissance tombe rapidement à 30 MWth, d'autant plus rapidement que l'ébullition, donc le vide décroît dans le réacteur. L'opérateur monte manuellement beaucoup de barres de contrôle et réussit à ramener difficilement la puissance à 200 MWth. Il était connu qu'à une puissance inférieure à 700 MWth, le réacteur est très difficile à contrôler, car une faible variation de puissance entraîne une variation importante du volume de vapeur. Il était donc interdit de fonctionner de façon continue au-dessous de 700 MWth.

La position des barres de contrôle a également une grande importance. Plus elles sont retirées, plus le coefficient de vide est positif. Si on augmente la puissance, la température du combustible augmente, lequel cède sa chaleur à l'eau ce qui augmente son taux d'ébullition. Le coefficient de température du combustible est négatif tandis que le coefficient de vide est positif dans un réacteur RBMK. L'effet résultant dépend du niveau de puissance. Pour le réacteur RBMK, l'effet global est négatif à pleine puissance et devient positif au dessous de 10 % de la puissance nominale. L'opérateur a ainsi violé les procédures en restant à 200 MWth et en sortant un très grand nombre de barres de contrôle.

Après le démarrage de la quatrième pompe de chaque boucle, le débit dépasse les limites permises en raison de problèmes de cavitation. L'opérateur, devant la difficulté de maintenir le niveau et la pression dans les séparateurs, a bloqué les signaux d'arrêt d'urgence concernant ces paramètres, ce qui est une nouvelle violation.

Avant de réaliser l'essai, et dans le but de le répéter si nécessaire, l'opérateur a bloqué le signal d'arrêt d'urgence sur perte du deuxième turboalternateur. Ceci est une violation très grave ; en effet, même dans les conditions très particulières où se trouvait le réacteur, il aurait été de façon sûre dès l'engagement de l'essai. Les seuls signaux de protection encore en fonctionnement sont les seuils «haute puissance», et «basse période». La fermeture des vannes d'admission à la turbine marque le début de l'essai. Le ralentissement du débit dans le cœur entraîne rapidement une augmentation du volume de vapeur et une augmentation de la puissance. A 1 h 23' 40'', le chef opérateur donne l'ordre d'insertion rapide des barres mais il est trop tard. L'efficacité des barres n'était pas suffisamment grande pendant les premières secondes d'insertion ; l'augmentation de vide a rendu le réacteur prompt-critique. Des calculs ont montré que la puissance aurait atteint 100 fois la puissance nominale en 4 secondes.

L'ampleur immédiate des destructions ainsi que les niveaux de température et de rayonnement empêche toute mesure figure (B-2). La description de la suite des événements résulte d'observations visuelles, de mesures de niveaux de rayonnement, d'expériences antérieures sur le comportement du combustible et de calculs post-accidentel.

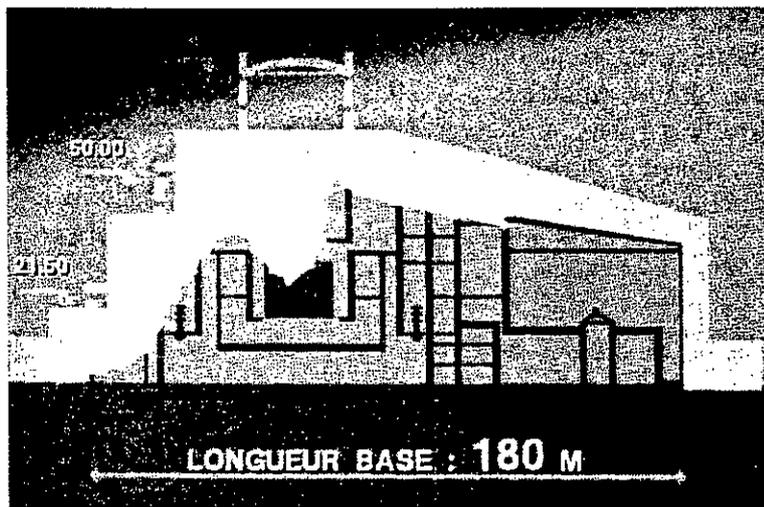


Figure B-2 Vue schématique de la destruction de la centrale

Au moment de la première explosion :

- environ 30% du combustible se fragmentent, conduisant à une interaction avec l'eau contenue dans les canaux, une brusque formation de vapeur et une augmentation de pression. De l'hydrogène peut avoir été déjà produit.
- un certain nombre de canaux sont détruits et différents matériels affectés : bouchon de chargement des canaux, tuyauteries d'entrée ou de sortie du réacteur.
- des matériaux (combustible, gaine, éléments de canaux) sont éjectés au travers de la dalle supérieure.

2 à 5 secondes plus tard :

- il y a accroissement de la pression dans la «boîte réacteur» due à la vapeur provenant du circuit primaire et celle produite pendant et après la fragmentation du combustible. Cette pression pourrait avoir atteint plusieurs dizaines de bars.
- la dalle supérieure (1000 t) se soulève (une surpression de 2 bars suffit à ce soulèvement rompant tous les canaux de combustible, entraînant les barres de contrôle et cassant la tuyauterie horizontale.
- Une seconde explosion intervient dont on ne connaît pas l'origine précise : seconde excursion de puissance ou explosion d'hydrogène,
- la dalle supérieure sera trouvée en position verticale, le pont roulant et la machine de chargement détruits,
- des observateurs extérieurs à la tranche voient fuser du réacteur 4 des débris incandescents dont une partie retombe sur la salle des machines, allumant plus de 30 foyers d'incendie.

- Les blocs de graphite et des fragment de combustible sont éjectés hors du bâtiment du réacteur ; les blocs de graphite sont aussi déplacés radialement, endommageant la protection latérale d'eau.

Quelques minutes après la première explosion :

- La vapeur et l'eau des différents réservoirs (circuit de protection) se répandent dans le volume du cœur et dans le compartiment sous le réacteur.
- A 1 h 30mn, les pompiers de Pripyat et de Tchernobyl se rendent sur les lieux. L'attaque des différents foyers d'incendie se fait d'abord pour éviter la propagation à la tranche 3 par le toit de la salle machines, ce qui est obtenu dès 2 h 10.

Causes de l'accident

Il apparaît clairement que l'accident a été causé par des erreurs et violation des règles de conduite par les opérateurs, en conjonction avec des caractéristiques particulières du réacteurs qui ont amplifié les erreurs et conduit à la catastrophe.

Dès la préparation de l'essai, on observe de sérieuses carences. Il n'a pas donné lieu à un examen sérieux au plan de la sûreté et n'a pas fait l'objet d'une autorisation du groupe de sûreté de la centrale. Les procédures d'essais étaient mal étudiées du point de vue de la sûreté ; en fait toute l'initiative a été laissée aux ingénieurs en électrotechnique en présumant que l'essai était purement électrique et sans influence sur la sûreté. Le programme prévoyait ainsi d'importantes dérogation et donc une nette diminution du niveau de sûreté comme l'arrêt du système d'injection d'eau de secours et le démarrage des 8 pompes primaires.

Durant l'écoulement de l'essai de nombreux signaux du système de protection ont été successivement débranchés :

- arrêt de l'injection de secours,
- coupure de l'arrêt d'urgence sur arrêt de al deuxième turbine,
- l'arrêt d'urgence sur arrêt de la deuxième turbine,
- coupure de l'arrêt d'urgence sur les alarmes de niveau de la pression dans les sépareurs.

De plus, les opérateurs ont accepté de fonctionner hors des limites autorisées et des spécification techniques d'exploitation :

- fonctionnement sans injection de secours pendant 9 heures ,
- fonctionnement prolongé à une puissance inférieure à 700MWth,
- la réserve de réactivité a été largement inférieure à l'équivalent des 30 barres de contrôle,

- débit d'eau alimentaire égal à un moment donné à 3 à 4 fois le débit de vapeur,
- puis diminution de ce débit 1,5 fois au dessous du débit d'équilibre,
- fonctionnement en sur débit des pompes primaires, hors des limites permises pour éviter la cavitation,
- démarrage de l'essai malgré l'information du calculateur sur la marge de réactivité qui imposait l'arrêt immédiat,

la seule erreur de l'opérateur, est son échec dans le changement du type de régulation à 0 h 28mn.

Les caractéristiques particulières du réacteur ont amplifié les effets des erreurs précédentes. Le coefficient de vide positif du réacteur RBMK impose de limiter strictement les conditions de fonctionnement. Le système de protection automatique, dans les réacteurs modernes, est conçu pour mettre fin rapidement à des transitoires anormaux résultant soit de défaillances, soit d'actions erronées de l'opérateur. Les transitoires de réactivité notamment, pouvant conduire à des excursions rapides de puissance, doivent être stoppés immédiatement et automatiquement par des systèmes redondants diversifiés et très fiables dans les réacteurs RBMK, on a fait plus confiance à l'action de l'opérateur qu'à un système automatique considéré, à l'époque de la conception, comme moins fiable.

Différentes mesures ont d'ores et déjà été prévues par les soviétiques pour rendre les réacteurs RBMK moins vulnérables aux erreurs et violations délibérées. Toutes les barres comporteront une limite minimale d'insertion de 1,2 m et 70 à 80 barres resteront dans le cœur. Ces deux mesures réduiront le coefficient de vide et augmenteront l'efficacité des barres. A plus long terme l'enrichissement de l'uranium sera porté de 2 à 2,4% et le cœur sera doté des barres absorbantes supplémentaires. De plus, un système d'arrêt à action rapide a été mis à l'étude.

Références Bibliographiques
Références Bibliographiques

- [ABR94] V. K. Abrosimov, E. S. Verbin, "Principales of design for Nuclear Reactor Safety System on the Basis of Neural Network," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific*, Pp. 216- 218, 1994.
- [ADD97] F. Adda, M. Allek, C. Larbes, "Etude de la boucle de pilotage associée au Système d'Instrumentation et Contrôle du Réacteur NUR," *Séminaire en Instrumentation et Contrôle : Application en Technologie et Techniques Nucléaires (SICAN'97), CDSE, Ain Oussera les 1, 2 et 3 Déc 1997*.
- [ADD98] F. Adda, M. Allek, C. Larbes, "Conception d'un Système à Base de Règles pour le Contrôle d'un Réacteur Nucléaire," 3ème Conférence Maghrébine sur l'Automatique et l'Electrotechnique et l'Electronique Industrielle, *Journal of Technology, Béjaïa Déc.1998*.
- [AKI91] H. Levent Akin, and V. Altin, "Rule Based Fuzzy Logic Controller for a PWR Type Nuclear Power Plant," *IEEE Transaction on Nuclear Science*, Vol. 38, N°2, Pp. 883-890, April 1991.
- [ALL98] M.Allek, F.Adda A.Boumediène, A.Ameur, R. Zamoun "Systèmes d'Instrumentation et de Contrôle du Réacteur Nur," *Séminaire sur la physique des réacteurs, utilisations et applications SPRUA'98, CDSE, Ain Ouassera, 1998*.
- [ARA94] Arago, "Logique Floue," Observatoire Français des techniques Avancées, Masson 1994.
- [AVE94] A. Averkin, "Fuzzy Logic Acquisition and Simulation Modules For Expert Systems to Assist Operator's Decision for Nuclear Power Station," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science, D. Ruan, P. D'hondt, P. Govaerts, and EE. Kerre, Eds., World Scientific, Singapore*, Pp. 277-278, 1994.
- [BAL94] J. F. Baldwin, T. P. Martin, and All, "Uncertainty Management in Radioactive Waste Site Assessment " in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific*, Pp. 223-231, 1994.
- [BER84a] J. A. Bernard, A. Ray, K. S. Kwok, and D. D. Lanning, "Digital Control of Power Transient in a Nuclear Reactor," *IEEE Trans, Nucl. SCI.*, Vol.Ns-31, n°1, Pp. 701 -705, 1984.
- [BER84b] J. A. Bernard, A. F. Henry, and D. D. Lanning, "Application of the Reactivity Constraint Approach to Automatic Reactor Control," *Nucl., Sci, Eng.*, Vol.21 N°8, Pp., 26-32, 1984.
- [BER85] J. A. Bernard, A. Ray, K. S. Kwok, and D. D. Lanning, "Design and Experimental Evaluation of a Fuzzy System for the Control of Reactor Power," *Proc. Amer, Contr., conf.*, Vol.3, Pp. 1466 - 1474, 1985.
- [BER86] J. A. Bernard " The Construction and Use of Knowledge in Real Time Control of Research Reactor Power," *Proc. 6 Th. Plan Dynamics, Con-*

rol, and Testing Symp., Knoxville, TM, Apr. 1986.

- [BER88] J. A. Bernard "Use of a Rule Based System for Process Control," *IEEE Control Sys., Mag*, Pp. 3-13, October 1988.
- [BER99] J. A. Bernad, L. W. Hu "Dynamic Period Equation: Derivation, relation to Inhour Equation, and Precursor Estimation," *IEEE Transaction on Nuclear Science*, Vol. 46, N°3, June 1999
- [BOU77] Paul Boutin, Pierre Boutin, George Guinier, Henri Mouney, François Vincent, "Energie Nucléaire et Energie Electrique," 1977, Ayrrolle.
- [BÜH94] H. Bühler. "Réglage par Logique Floue," 1994, Presse Polytechnique et Universitaire Ramande
- [CEA86] Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), " L'accident de Tchernobyl," Rapport IPSN (institut de Protection et de surété nucléaire) 2/86 Centre d'Etude Nucléaire de Fontenay-aux-Roses, octobre 1986
- [CER99] Nick Cercone, Aijun An, and Christine Chan, " Rule-Induction and Case-Based Reasoning : Hybrid Architectures Appear Advantageous," *IEEE Transaction on Knowledge and Data Engineering* , Vol.11, N°1, Pp.166-173, January/February 1999.
- [CHA99] J. Luiz C. Chapot, F. C. Da Silva, R. Schirru, "A new Approach to the use of Genetic Algorithms to Solve the Pressurized Water Reactor's Fuel Management Optimization Problem," *Annals of Nuclear Energy* 26 Pp.641-655, 1999.
- [CHU96] Hak-Yeong Chung, I.-Soo Park, " Improved Method for Incipient Multiple Fault Diagnosis with application to Nuclear Power Plant," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp.365-378, 1996.
- [DRI93] D.Driankov, H.Hellendoorn, M.Reinfrnk, " An Introduction to Fuzzy Control," Springer- Vrelag, Munich, March 1993.
- [DUR94] L. V. D. Durpel, D. Ruan, "Fuzzy Model-Based Control of Nuclear Reactor," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp. 247-253, 1994.
- [EWE93] Bernd Ewers, " Applicabilité de la Logique Floue à la Commande Automatique du vol," Diplobeit, juillet 1993.
- [FOS73] Arthur R.Foster, Robert L. Wright. Jr, " Basic Nuclear Engineering," Second Edition © Copyright 1973 by Allyn and Bacon, Inc.
- [FRI94] Maric- Catherine Fritsch, et Eric Wendling " Commande de Processus : Les Atouts de la Logique Floue," *Technologies Internationales* n° 3 Avril 1994.
- [FUR68] J.FURET "Contrôle et Electronique des Réacteurs Nucléaires," MASSON

ET Cle 1968.

- [GRA94] V. G. Gradetsky, G. Rizzotto, and All, "Principales of expert Fuzzy Controller design AI Mobile Wall Climbing Robots for Decontamination of Nuclear Power Station," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific*, Pp. 242-246, 1994.
- [GUI96] P. N. Guido, S.Oggianu, A.Etchepareborda, and O.Fernandez, "Expert Environment for the Development of Nuclear Power Plants Failure Diagnosis Systems," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific*, Pp.395- 400, 1996.
- [GUI99] Antonio C. F. Guimarees and Nelson F. F. Ebecken, "Fuzzy FTA Fault Tree System For Uncertainty Analysis," *Annals of Nuclear Energy* 26, Pp. 523 - 532, 1999.
- [HAG95] A. S. Hager, N.K. Alang-Rachid, and M.Jamshidi, "Application of Fuzzy Logic in Nuclear Reactor Control, Part I : An Assessment of State of Art," *Nuclear Safety*, Vol.36, N°1, January -June 1995.
- [HEG96] A.Sharif Heger, M. Jamshid, N. K. Alang Rashid, "Self-Tuning Fuzzy Logic Nuclear Reactor Controller," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific*, Pp.349-358, 1996.
- [IAE97] IAEA-TECDOC-973, "Research Reactor Instrumentation and Control Technology ," *International Agency of Atomic Energy (IAEA)*, 1997.
- [IAE98] IAEA-TECDOC-1004, "Application of Personal Computer to Enhance Operation and Management of Research Reactors ," *International Agency of Atomic Energy (IAEA)* 1998.
- [IEC97] International Electrotechnical commission (IEC), Technical Committee N°65, "part7-Fuzzy Control Programming, " *IEC 1131-Programmable controllers*, January 1997
- [IIJ94] T. Iijima, Y. Nakajima, "Application of Fuzzy Logic Control System for Reactor Feed- Water Control, " in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific*, Pp. 206 -211, 1994.
- [INV87a] INVAP, « Commando motor paso a paso barra comando modelo », SMP-1 MANUAL DE USUARIO, 1987.
- [INV87b] INVAP, « Amplificador piloto automatico », MODELO AM-2 MANUAL DE USUARIO, 1987.
- [INV87c] INVAP "Programmation des Système d'opération," Logiciel Elapalm 1987
- [INV87d] INVAP «Commando Motor Paso A Paso Barra Fine », MODELO SMP-2

- MANUAL DE USUARIO, 1987.
- [JAG95] René Jager, "Fuzzy Logic Control," *Ph.D. Thesis Proposed by Prof. H.B. Verbruggen, Universiteit Delft*, 1995.
- [JAM93] Mohammad Jamshidi, N. Vadiie, Timothy J. Ross, "Fuzzy Logic and Control, Software and Hardware Application," by PTR Prentice. Hall, INC. Asimon & Shuster Company Englewood Cliffs, New Jersey, 1993.
- [JEF99] Jeffrey J.P, Alan Liu, Eric Juan and Avinash Sahay, "Knowledge-Based Software Architecture : Acquisition, and Verification," *IEEE Transaction on Knowledge And Data Engineering*, Vol. 11, N°1, Pp.187-201, January/February 1999.
- [JUM94] C. H. Jung, C. S. Ham, and All, "A Real time Self Tuning Fuzzy Controller for the Steam Generator through Scaling Factor Adjustment," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp. 194-199, 1994.
- [KAN96] Y. Kanai, T. Miura, N.Odano, and S. Sugasawa, "Optimal Selections for Shielding Materials by Using Fuzzy Linear Programming," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp.323-328, 1996.
- [KHA94] N.Khair, A. Rashid, and A. Sharif Heger, "Self Tuning Fuzzy Logic Nuclear Reactor Controller," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, D. Ruan, P. D'hondt, P. Govaerts, and EE. Kerre, Eds., World Scientific, Singapore, Pp. 285-289, 1994.
- [KIM97] Dong Yun Kim and Poong Hyun Seong, "Fuzzy Gain scheduling of Velocity PI Controller with Intelligent Learning Algorithm for Reactor Control." *Ann. Nucl. Energy*. Vol. 24, N°. 10, Pp. 819 – 827, 1997.
- [LEE90a] Chuen Chien Lee, "Fuzzy Logic in Control Systems : Fuzzy Logic Controller Part I," *IEEE Transaction on Systems, Man, and Cybernetics*, Vol., 20, N°.2, March/April 1990.
- [LEE90b] Chuen Chien Lee, "Fuzzy Logic in Control Systems : Fuzzy Logic Controller Part II," *IEEE Transaction on Systems, Man, and Cybernetics*, Vol., 20, N°.2, March/April 1990.
- [LEW78] J.LEWINS, «Nuclear Reactor Kinetics And Control», University College, London England , 1978.
- [LI95] X. Li, S. Ai, and Z. Liu, "An algorithm for Self Learning and Self-Learning and Self-Computing Fuzzy Control Rules," *Informatica* 19, Pp.301 – 312, 1995.
- [LIU96a] Z. X. Liu, and D. Ruan : "Experiments of Fuzzy Logic Control on a Nuclear Research Reactor, " in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne

E.Kerre, Eds., *World Scientific*, Pp.336-348, 1996.

- [LIU96b] X. Liu, and D.Ruan, "Application of Fuzzy Decision Making to Countermeasure Strategies After a Nuclear Accident," in *Intelligent Systems and Soft Computing For Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp.308-315, 1996.
- [LOU97] Loudini Malik, "Modélisation, Analyse et Méthodologie de commande Linguistique Floue d'un Bras Manipulateur de Robot Flexible," Thèse de Magister, Laboratoire de commande des processus DER de Génie Electronique & Informatique, Ecole Nationale Polytechnique, juin 1997.
- [LYA94] B.Lyapin, A.Ryjov, "A Fuzzy Linguistic Interface for Data Bases in Nuclear Safety Problems," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp. 212-215, 1994.
- [MAM75] H. Mamdani and S. Assilian, "an Experiment in Linguistic Synthesis with a Fuzzy Logic Controller," *Int. J. Man-Machine Studies* 7, Pp.1-13, 1975.
- [MAT91] H. Matsuoka, "A Simple Fuzzy Simulation Model for Nuclear Reactor System Dynamics," *Nuclear Technology*, Vol. 94, Pp. 228- 241, May 1991.
- [MEN95b] J. M. Mendel, fellow, IEEE, "Fuzzy Logic Systems for Engineering : Tutorial," IEEE press 1995.
- [MOO96] A.S. Moon, and J. Lee, "A Fuzzy Control Algorithm for a Mobile Robot to Move Pass Obstacles," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp.329-335, 1996.
- [MOO99] Joo Hyun Moon, Chang Sun Kang, "Use of Fuzzy Set Theory in the Aggregation of Expert Judgement," *Annals of Nuclear Energy* 26, Pp.461-469, 1999.
- [NA94] N. Na, K. Kwon, and All, "A Study on Water Level Control of PWR Steam Generator at Low Power and Self Tuning of its Fuzzy Controller," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp. 188-193, 1994.
- [NA96] N. J. Na, I.S. Kim, I. K. Hwang, D.Y.Lee, and C.S.Ham, "AI-Based Alarm Processing for a Nuclear Power Plant," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp.388-394, 1996.
- [NA98] Man Gyun Na and Belle R. Upadhayaya, "A Neuro-Fuzzy Controller for Axial Power Distribution in Nuclear Reactors," *IEEE Transaction on Nuclear Science*, Vol. 45, N°. 1, February 1998.
- [NAT97] National Instrument, "Fuzzy Logic for G Toolkit Reference Manual," March 1997 National Instrument Corporation.

- [NIS96] Y.Nishiwaki "Uncertainties Under Emergency Conditions and Possible Application of Fuzzy Theory for Nuclear Safety," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp.299-307, 1996.
- [ORL94] S. A. Orlovski, "Integrated Fuzzy Cluster, Choice and Knowledge Acquisition Technology in Problems of Nuclear Safety," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp. 271-273, 1994.
- [PED93] Witold Pedrycz, "Fuzzy Control and Fuzzy Systems," Second Extended Edition 1993, by Research Studies Press LTD.
- [RAO95] Valluru Rao & Hayagriva Rao "C++ Neural Network and Fuzzy Logic," Second Edition 1995, Mis. Press.
- [REM86] Claire Remy, "Intelligence Dévoilée, ou la Logique Floue," *Micro Systèmes*. N° 93 Mai 1986.
- [ROS93] Timothy j. Ross "Set Theory—Classical and Fuzzy Sets," in *Fuzzy logic and Control Software and Hardware Applications*, Mohammad Jamshidi, Nader Vadiee Timothy J .Ross, Eds. Prentice-Hall, Pp.10-35, 1993.
- [ROS93] Timothy j. Ross "Propositional Calculus – Predicate Logic and Fuzzy Logic," in *Fuzzy logic and Control Software and Hardware Applications*, Mohammad Jamshidi, Nader Vadiee Timothy J .Ross, Eds. Prentice-Hall, Pp.36-50, 1993.
- [RUA95a] D.Ruan, "Fuzzy-Logic Control Applications to the Belgian Nuclear Reactor (BR1)," *Computer and Artificial Intelligent*, Vol. 13, Pp. 1-22, 1995.
- [RUA95b] D. Ruan, L. Van Den Durpel, X. Yin, and P. D'Hondt, "Fuzzy Logic for Nuclear Reactor, Fuzzy Control in Practice" *Journal A*, Vol.36, N°3, Pp. 62-66,1995.
- [RUA95c] D.Ruan, "Fuzzy Logic in the Nuclear Research World," *Fuzzy Sets and systems* 74, Pp.5- 13 Elsevier Science B.V, 1995.
- [RUA95d] D. Ruan, L. Van Den Durpel, and P. D'Hondt, "Fuzzy Engineering in Nuclear Research Applications," *IEEE Press* 1995.
- [RUA96a] D. Ruan, "Fuzzy Logic Applications in Nuclear Industry," in : D. Ruan, ed. *Fuzzy Logic foundations an Industrial Applications*, Kluwer Academic, Boston, Massachussets, USA, Pp. 313-327, 1996.
- [RUA96b] D. Ruan, L. Van Den Durpel, X. Yin, and P. D'Hondt, "Application of Fuzzy Logic Control for Nuclear Reactor Control," in *Proceeding of the International Fuzzy Systems and Intelligent Control Conference*. Louisville Ky, Pp. 158-166, 1996.
- [RUA96c] D. Ruan, "Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science (FLINS)," Scientific Report 1996.

- [RUA97a] A.Ruan, " **Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science (FLINS)**," Scientific Report 1997.
- [RUA97b] D. Ruan, "Intelligent Systems in Nuclear Applications," *Int. Journal of Intelligent Systems* INT 97 C.
- [SCH95] Henk Schotlen, "Logique Floue & Régulation PID : Théorie et Pratique de la Régulation Active avec Interfaces à réaliser Soi-même et Programmes d'Expérimentation," 1995, Elektor, Publitrionic.
- [SCH96a] H. Schoonewelle, T. H. J.J. Van Der Hagen, J. E. Hoogenboom, "Process Monitoring by Combining Several Signal-Analysis Results Using Fuzzy Logic," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp.309-322, 1996.
- [SCH96b] G. H. Schildt "A Fuzzy Controller for Npps," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry*, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp.379-387, 1996.
- [SME94] H. M. G. Smets, W. F. L. Bogaets "SSC susceptibility Analysis of Stainless Steels in Nuclear reactor Water : Neural Network and System Approach," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp. 279-284, 1994.
- [SUG85] M. Sugeno, " An Introductory Survey of Fuzzy Control," *Information Sciences* 36,59-59 elsevier Science Publishing Co., Inc. (1985).
- [TAN87] K. L. Tang and R. J.MulHolland, "Comparing Fuzzy Logic with Classical Controller Design," *IEEE Trans. Syst., Man,Cybern*, Vol SMC 17, n°6 Pp. 1085-1087, 1987.
- [TRA94] E. Trauwaert, R. Reynders, and All "Fuzzy Logic and Nuclear Production Processes," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science*, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. *World Scientific*, Pp. 254- 259, 1994.
- [TSA99] Wei-Tek Tsai, Rama Vishnuvajjala, and Du Zhang "Verification and Validation of Knowledge-Based Systems," *IEEE Transaction on Knowledge and Data Engineering* ,Vol. 11, N°. 1, Pp. 202-211, January/February 1999.
- [VAD94a] Nader Vadiiee "Fuzzy Rule-Based Expert Systems I," in *Fuzzy logic and Control Software and Hardware Applications*, Mohammad Jamshidi, Nader Vadiiee Timothy J.Ross, Eds. *Prentice-Hall*, Pp. 51-85, 1993.
- [VAD94b] Nader Vadiiee "Fuzzy Rule-Based Expert Systems II," in *Fuzzy logic and Control Software and Hardware Applications*, Mohammad Jamshidi, Nader Vadiiee Timothy J.Ross, Eds. *Prentice-Hall*, Pp. 86-111, 1993.
- [VIR94] F. De Viron, M. De Vlaminck, "A Prototype Neuronal Network to Perform

Technologies in Nuclear Science, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp. 200-205, 1994.

- [WAL95] A. J. Van Der Wal, "Application of Fuzzy Logic Control in Industry," *Fuzzy Sets and Systems* 74, Pp.33-41, 1995.
- [WAN96] P.P.Wang, and X. Gu, "Intelligent Engineering & Technology for Nuclear Power Plant Operation," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry, Da Ruan, Pierre D'hondt, Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp.359-364, 1996.*
- [YAN99] Jin- Yeong Yang, Kun-Jai Lee "Optimal Operation Planning of Radioactive Waste Processing System By Goal Programming and Fuzzy Theory," *Annals of Nuclear Energy* 26, 361-372, 1999.
- [YEN99] John Yen, "Fuzzy Logic-a Modern Perspective," *Knowledge-Based Systems,* *IEEE Transaction on Knowledge and Data Engineering* , Vol. 11, N°. 1, Pp. 153-165, January/February 1999.
- [ZAD65] L.A.Zadeh " Fuzzy sets, " *information and control.* N°8, Pp.338-353, 1965.
- [ZAD94] L.A.Zadeh "The Fuzzy Systems Handbook, a Practitioner's Guide to Building, Using, and Maintaining Fuzzy Systems," by Academic press, Inc., 1994.
- [ZAR94] Zardecki, "Fuzzy Controller in Nuclear Material Accounting in Fuzzy Logic," in *Fuzzy Logic and Intelligent Technologies in Nuclear Science, Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp. 183-187, 1994.*
- [ZHA95] J. Zhao, V. Wertz, and R.Gorez, " Linear Ts Fuzzy Model Based Robust Stabilizing Controller Design," *Proceedings of the 34th Conference on Decision & Control New Orleans, LA – December 1995.*
- [ZIM96] H.J.Zimmermann "Fuzzy Algorithmic and Knowledge Based Decision Support in Nuclear Engineering," in *Intelligent Systems and Soft Computing for Nuclear Science and Industry, , Da Ruan, Pierre D'hondt Paul Govaertsd, Etienne E.Kerre, Eds. World Scientific, Pp.1-7, 1996.*

Résumé:

Le but principal de ce travail est la conception d'un système intelligent de contrôle et de commande basé sur le concept de la logique floue. Ce dernier servira au contrôle de la puissance d'un réacteur nucléaire de recherche. Il pourrait être utilisé en parallèle avec le système de contrôle actuel qui est semi-automatique, comme système d'aide à la décision pour assister les opérateurs en salle de contrôle.

L'approche utilisée dans la conception de ce système intelligent peut être résumée par les étapes suivantes :

- Etude détaillée du fonctionnement du réacteur et de toute son instrumentation de contrôle.
- Modélisation du réacteur nucléaire considéré et validation de ce modèle par des expériences et des mesures effectuées durant le démarrage et le fonctionnement normal du réacteur, ceci pour différents niveaux de puissances.
- Construction d'une base de connaissances.
- Conception de contrôleurs flous à base de règles pour le régime transitoire et pour le régime permanent et leur validation par des essais de simulation.
- Les résultats sont discutés et une comparaison est faite avec le contrôleur classique.

Mot Clés: Réacteur nucléaire, modélisation, contrôle de puissance, systèmes intelligents, logique floue, contrôleurs flous, base de connaissances, base de règles de décisions.

ملخص:

الهدف الأساسي من هذا العمل هو تصميم نظام مراقبة وتحكم ذكي يركز على مفاهيم المنطق الغامض. حيث يشغل هذا النظام في التحكم في طاقة المفاعل النووي للبحث. كما يمكن استعماله إلى جانب أنظمة التحكم الحالية التي هي نصف آلية. كنظام مساعد لمشغل المفاعل.

يمكن تلخيص التقنية المستخدمة في تصميم هذا النظام في الخطوات التالية :

- دراسة مفصلة عن تشغيل المفاعل وجميع أنظمة مراقبته؛
- اقتراح نموذج للمفاعل و التحقق من صحته باستعمال البيانات التجريبية.
- إنشاء قاعدة معارف.
- تصميم نظامي مراقبة بالاعتماد على قواعد و معارف، الأول يستعمل في الحالة العابرة والثاني في الحالة المستقرة. ثم التحقق من صحته عن طريق المحاكاة و ذلك على النموذج المقترح للمفاعل.
- تناقش النتائج ثم تقارن مع طريقة التحكم الكلاسيكية.

مفاتيح الكلمات:

مفاعل نووي, نموذج, مراقبة الاستطاعة, أنظمة ذكية, المنطق الغامض, أنظمة مراقبة ذات منطق غامض, قاعدة معارف.

Abstract:

The main objective of this work is to design an intelligent control system based on the concepts of the fuzzy logic, this latter will be used to control the power of a nuclear reactor. It could be used in parallel with the actual system, which is semi-automatic, as a decision aided system to assist the operators in the control room. The approach used in the design of this intelligent system can be summarized by the following steps:

- A detailed study of the operation of the reactor and its instruments is undertaken first.
- Modeling of the nuclear reactor and validation of this model by experiments carried out on the reactor during start up and normal operation for different power levels is then carried out.
- Build up of knowledge based system.
- Design of the rule based fuzzy logic controllers, one for the transient state and the other for the steady state, and their validation by the simulation on the proposed model of the reactor.
- Discussion and comparison of the obtained results with those obtained with the conventional control.

Keys word: Nuclear reactor, modeling, power control, intelligent systems, fuzzy logic, fuzzy logic controllers, knowledge based systems, rule based system.