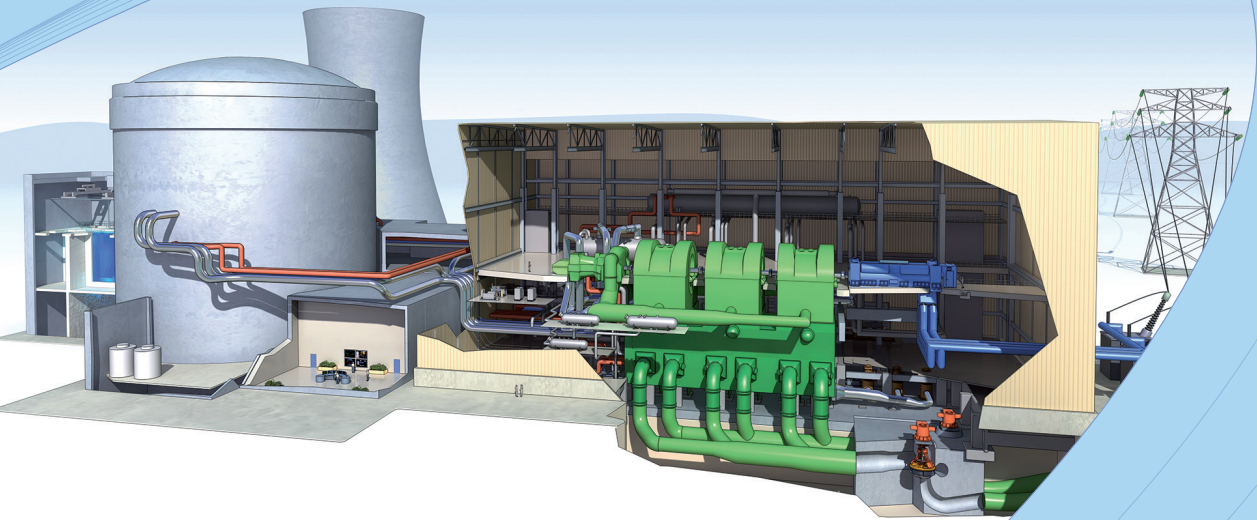




Physique, fonctionnement et sûreté des REP

Le réacteur en production

GENIE ATOMIQUE

**Physique, fonctionnement
et sûreté des REP**

Le réacteur en production

Hubert Grard



17, avenue du Hoggar
Parc d'activités de Courtaboeuf, BP 112
91944 Les Ulis Cedex A, France

Illustration de couverture : Médiathèque Alstom

Imprimé en France

ISBN: 978-2-7598-0839-7

Tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tous procédés, réservés pour tous pays. La loi du 11 mars 1957 n'autorisant, aux termes des alinéas 2 et 3 de l'article 41, d'une part, que les « copies ou reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective », et d'autre part, que les analyses et les courtes citations dans un but d'exemples et d'illustration, « toute représentation intégrale, ou partielle, faite sans le consentement de l'auteur ou de ses ayants droit ou ayants cause est illicite » (alinéa 1^{er} de l'article 40). Cette représentation ou reproduction, par quelque procédé que ce soit, constituerait donc une contrefaçon sanctionnée par les articles 425 et suivants du code pénal.

© EDP Sciences 2014

Introduction à la collection « Génie Atomique »

Au sein du Commissariat à l'énergie atomique (CEA), l'Institut national des sciences et techniques nucléaires (INSTN) est un établissement d'enseignement supérieur sous la tutelle du ministère de l'Éducation nationale et du ministère de l'Industrie. La mission de l'INSTN est de contribuer à la diffusion des savoir-faire du CEA au travers d'enseignements spécialisés et de formations continues, tant à l'échelon national, qu'aux plans européen et international.

Cette mission reste centrée sur le nucléaire, avec notamment l'organisation d'une formation d'ingénieur en « Génie Atomique ». Fort de l'intérêt que porte le CEA au développement de ses collaborations avec les universités et les écoles d'ingénieurs, l'INSTN a développé des liens avec des établissements d'enseignement supérieur aboutissant à l'organisation, en co-habilitation, de plus d'une vingtaine de Masters. À ces formations s'ajoutent les enseignements des disciplines de santé : les spécialisations en médecine nucléaire et en radiopharmacie ainsi qu'une formation destinée aux physiciens d'hôpitaux.

La formation continue constitue un autre volet important des activités de l'INSTN, lequel s'appuie aussi sur les compétences développées au sein du CEA et chez ses partenaires industriels.

Dispensé dès 1954 au CEA Saclay où ont été bâties les premières piles expérimentales, la formation en « Génie Atomique » (GA) l'est également depuis 1976 à Cadarache où a été développée la filière des réacteurs à neutrons rapides. Depuis 1958 le GA est enseigné à l'École des applications militaires de l'énergie atomique (EAMEA) sous la responsabilité de l'INSTN.

Depuis sa création, l'INSTN a diplômé plus de 4800 ingénieurs que l'on retrouve aujourd'hui dans les grands groupes ou organismes du secteur nucléaire français : CEA, EDF, AREVA, Marine nationale. De très nombreux étudiants étrangers provenant de différents pays ont également suivi cette formation.

Cette spécialisation s'adresse à deux catégories d'étudiants : civils et militaires. Les étudiants civils occuperont des postes d'ingénieurs d'études ou d'exploitation dans les réacteurs nucléaires, électrogènes ou de recherches, ainsi que dans les installations du cycle du combustible. Ils pourront évoluer vers des postes d'experts dans l'analyse du risque nucléaire et de l'évaluation de son impact environnemental. La formation de certains officiers des sous-marins et porte-avions nucléaires français est dispensée par l'EAMEA.

Le corps enseignant est formé par des chercheurs du CEA, des experts de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), des ingénieurs de l'industrie (EDF, AREVA...). Les principales matières sont : la physique nucléaire et la neutronique, la thermohydraulique, les matériaux nucléaires, la mécanique, la protection radiologique, l'instrumentation nucléaire, le fonctionnement et la sûreté des réacteurs à eau sous pression (REP), les filières et le cycle du combustible nucléaire. Ces enseignements dispensés sur une durée de six mois sont suivis d'un projet de fin d'étude, véritable prolongement de

la formation réalisé à partir d'un cas industriel concret, se déroulent dans les centres de recherches du CEA, des groupes industriels (EDF, AREVA) ou à l'étranger (États-Unis, Canada, Royaume Uni...). La spécificité de cette formation repose sur la large place consacrée aux enseignements pratiques réalisés sur les installations du CEA (réacteur ISIS, simulateurs de REP : SIREP et SOFIA, laboratoires de radiochimie, etc.).

Aujourd'hui, en pleine maturité de l'industrie nucléaire, le diplôme d'ingénieur en « Génie Atomique » reste sans équivalent dans le système éducatif français et affirme sa vocation : former des ingénieurs qui auront une vision globale et approfondie des sciences et techniques mises en œuvre dans chaque phase de la vie des installations nucléaires, depuis leur conception et leur construction jusqu'à leur exploitation puis leur démantèlement.

L'INSTN s'est engagé à publier l'ensemble des supports de cours dans une collection d'ouvrages destinés à devenir des outils de travail pour les étudiants en formation et à faire connaître le contenu de cet enseignement dans les établissements d'enseignement supérieur, français et européens. Édités par EDP Sciences, acteur particulièrement actif et compétent dans la diffusion du savoir scientifique, ces ouvrages sont également destinés à dépasser le cadre de l'enseignement pour constituer des outils indispensables aux ingénieurs et techniciens du secteur industriel.

Joseph Safieh
Responsable général
du cours de Génie Atomique

Avant-propos

L'ouvrage s'adresse au lecteur ayant déjà des connaissances en neutronique, sur l'architecture, les systèmes et principales régulations des réacteurs à eau-pressurisée. Les ouvrages de la même collection, « La chaudière des réacteurs à eau pressurisée » coordonné par J.-P. Py et le « Précis de neutronique » de Paul Reuss sont recommandés à ce titre.

Le lecteur pourra également étudier avec grand profit « Exploitation des cœurs de REP » de N. Kerkar et P. Paulin pour approfondir certains thèmes tels que le système de protection, les gestions du combustibles, les essais périodiques cœur.

« Physique, fonctionnement et sûreté des REP – le réacteur en production » se situe à la transition entre l'enseignement académique et les métiers. C'est pourquoi il pourra sembler aller trop loin dans son propos ; les nombreuses précisions données dans les annexes ont simplement pour but d'introduire le lecteur à la complexité du système constitué par une tranche nucléaire, et de l'amener à envisager différents aspects : les phénomènes physiques, les actions de conduite, l'I&C, la démonstration de sûreté, la performance thermodynamique. Malgré tout le soin apporté à l'élaboration de l'ouvrage, des inexactitudes peuvent s'y trouver : les lecteurs qui auront l'obligeance de les signaler à l'auteur en sont par avance remerciés.

Le logiciel d'enseignement EasyRep développé par l'auteur a permis de réaliser les illustrations relatives à l'approche sous-critique et la divergence, au pilotage en mode A pour un réacteur CP0, à l'étude des empoisonnements xénon et samarium, aux oscillations xénon, au comportement dynamique et aux interactions primaire-secondaire. Les expressions « modèle simplifié de pilotage » et « modèle dynamique » employées dans le texte désignent différentes fonctionnalités du logiciel EasyRep.

L'auteur remercie vivement toutes les personnes qui lui ont apporté une aide: Jean-Lucien Mourlevat (AREVA), Jean-François Petetrot (AREVA), Philippe Paulin (EDF), Xuan Nguyen (EDF), Fabien Joly (EDF), Jacques Rivailler (consultant, anc. EDF), Gwilherm Poul-lenec (RTE), Jean-François Vidal (CEA), Jean-Luc Bechade (CEA), Paul Reuss (Professeur émérite à l'INSTN).

This page intentionally left blank

Sommaire

Avant-propos	v
---------------------------	----------

Chapitre 1. L'histoire du parc de production nucléaire : une aventure technique, politique et industrielle

1.1.	Le CEA, la dissuasion et les origines de la filière graphite-gaz	1
1.2.	Les débuts d'EDF dans le nucléaire.....	2
1.3.	La commission PEON	3
1.4.	La construction du parc de réacteurs à eau pressurisée : les origines	3
1.4.1.	L'appel d'offre de la SENA	3
1.4.2.	Framatome et la licence Westinghouse	4
1.4.3.	La construction et la mise en service de la SENA.....	4
1.4.4.	La période d'incertitude jusqu'à la commande de Tihange	6
1.5.	Le tournant des années 1967–1969.....	7
1.5.1.	L'abandon des UNGG et le choix de la filière à eau légère.....	7
1.5.2.	PWR versus BWR.....	9
1.6.	Le lancement du programme à eau légère.....	11
1.6.1.	Les premières commandes : les tranches REP du Bugey et la seconde tranche de Fessenheim	11
1.6.2.	Le marché des BWR de Saint-Laurent-des-Eaux	11
1.6.3.	L'accélération du programme – la mise en place de l'outil industriel français.....	12
1.6.4.	La fermeture de la parenthèse BWR	13
1.6.5.	Une alternative française à la licence Westinghouse ?	13
1.6.6.	La nuit du 4 août 1975 et ses conséquences.....	13
1.6.7.	Résumé des commandes et constructions de centrales.....	14
1.6.8.	Les hommes du REP.....	16
1.6.9.	La sûreté nucléaire au lancement du programme.....	16
1.7.	La francisation	16
1.8.	Les paliers et la standardisation	18
1.8.1.	La recherche de l'effet de série	18
1.8.2.	Les effets de série et leur impact sur la compétitivité économique	18
1.8.3.	Standardisation et évolutions	18

1.9.	Le pilotage des réacteurs du palier CP0	19
1.10.	Le passage du mode A au mode G	20
1.11.	Le palier N4.....	23
1.12.	Le réacteur de nouvelle génération « EPR » ou « European Pressurizer Reactor »	23

Chapter 2. Éléments de physique et de neutronique pour le fonctionnement normal des REP

2.1.	Évolution du combustible et réactivité	25
2.1.1.	Évolution du combustible.....	25
2.1.2.	Dilution et réactivité	27
2.1.3.	Poisons consommables et réactivité	29
2.1.4.	Évolution de l'efficacité différentielle du bore soluble au cours d'un cycle complet d'exploitation.....	32
2.1.5.	Taux de combustion, JEPP et longueur de cycle	33
2.2.	Effets de température du modérateur	33
2.2.1.	Généralités sur les effets de température du modérateur.....	33
2.2.2.	Exercice : la répartition du CTM en deux effets séparés bore et eau	37
2.2.3.	Exercice : reconstitution de l'abaque du CTM en fonction de la température et paramétré suivant la concentration en bore	39
2.2.4.	Valeur du CTM en début de vie	42
2.2.5.	CTM en prolongation de cycle.....	43
2.2.6.	Effet de température du modérateur et sûreté	46
2.3.	Effet de température du modérateur et effet de redistribution.....	47
2.4.	Effet Doppler : influence de la température du combustible sur la réactivité.....	48
2.4.1.	Effet d'une augmentation de la température du combustible	48
2.4.2.	Évolution du coefficient Doppler en fonction de la température.....	50
2.4.3.	Notion de température effective	50
2.4.4.	Détermination du coefficient Doppler-puissance	51
2.4.5.	Importance de l'effet Doppler dans les études d'accident	55
2.5.	Notion de défaut de puissance.....	56
2.6.	Aspects dynamiques de l'empoisonnement xénon.....	58
2.6.1.	Propriétés nucléaires du xénon-135	59
2.6.2.	Calcul analytique de l'empoisonnement xénon	59
2.6.3.	Établissement d'un modèle simplifié de pilotage.....	62
2.6.4.	Pic xénon	63
2.6.5.	Évolution du xénon lors de transitoires de variation de charge	67
2.6.6.	Les oscillations axiales xénon	68
2.6.7.	Les oscillations radiales azimutales et radiales.....	81

Chapter 3. Introduction au fonctionnement et au pilotage des REP

3.1.	Étude de la dynamique libre d'un réacteur à eau pressurisée	84
3.1.1.	Introduction	84
3.1.2.	Modélisation de la dynamique libre : puissance extraite aux GV et puissance thermique primaire	86
3.1.3.	Mise en évidence des difficultés posées par la dynamique libre.....	88
3.1.4.	Prise en compte de la partie secondaire de la tranche	90
3.1.5.	Réponse en dynamique libre à une variation de réactivité	91
3.2.	La nécessité d'un réglage de la température moyenne primaire	93
3.2.1.	Choix de la température de consigne	93
3.2.2.	Réglage de la température moyenne primaire	95
3.3.	Cas particulier du secondaire commandé en pression.....	97
3.3.1.	Contrôle en pression du secondaire et conséquences pour la température moyenne primaire	97
3.3.2.	Fonctionnement en attente à chaud	97
3.3.3.	Montée en puissance par extraction de grappes.....	99
3.3.4.	Montée en puissance par dilution – correction de la température moyenne par action au GCT-c	100
3.4.	Synthèse sur les comportements dynamiques étudiés.....	101
3.5.	Que se passerait-il si la température était exclusivement réglée avec un unique groupe de grappes de commande ?.....	101
3.6.	Le pilotage en mode A	103
3.6.1.	Modèle utilisé dans cette section et les suivantes.....	103
3.6.2.	Le pilotage en mode A avant les critères ECCS 1973	103
3.6.3.	La mitigation des effets sur la distribution axiale de puissance pour maintenir l'axial offset constant.....	104
3.6.4.	Le pilotage en mode A à axial offset constant	104
3.6.5.	Trajectoire dans le diagramme de pilotage en mode A assoupli.....	107
3.6.6.	Exercice : calcul du débit maximal de dilution sur le premier palier bas.....	109
3.6.7.	Mode A et réglage de fréquence.....	109
3.7.	Introduction au concept de mode de pilotage	109
3.8.	Le mode A : des performances dynamiques limitées.....	110
3.9.	Introduction au pilotage mode G.....	111
3.9.1.	Généralités.....	111
3.9.2.	Principes de conception des GCP.....	113
3.9.3.	Le groupe de régulation de température.....	115
3.9.4.	Commande des groupes de compensation de puissance.....	116
3.9.5.	Calibrage des GCP : actualisation périodique de la courbe G3	119
3.9.6.	Réalisation d'un transitoire en mode G	121
3.9.7.	Les limites des performances du mode G	122

3.9.8.	Exigences des STE	127
3.9.9.	Contrôles des instabilités xénon dans un réacteur exploité en mode G	128
3.10.	Effets du réglage de fréquence sur le cœur d'un REP	128
3.10.1.	Intérêt de la question	128
3.10.2.	Réglage primaire en dynamique libre	129
3.10.3.	Mouvements de R pour le réglage de température	130
3.10.4.	Que se passe-t-il en stretch, lorsque la tranche fait du réglage primaire ?.....	130
3.11.	Passage en manuel du groupe de régulation de température (groupe R).....	130
3.12.	Schéma d'organisation générale des REP 1 300 MWe.....	131

Chapter 4. Distribution de puissance dans les cœurs de REP

4.1.	Définitions de l'axial offset et du déséquilibre axial de puissance. Introduction au diagramme de pilotage des REP 1 300 MWe	133
4.1.1.	Définitions de l'AO et du DPAX.....	133
4.1.2.	Le diagramme de pilotage des REP 1 300 MWe	134
4.2.	Détermination du profil axial de la température du fluide primaire	135
4.3.	Distribution axiale et radiale de puissance en début de vie avec un cœur totalement neuf.....	137
4.3.1.	Distribution axiale de puissance avec un cœur totalement neuf, à une puissance inférieure au seuil Doppler	137
4.3.2.	Distribution axiale de puissance avec un cœur totalement neuf, en début de vie à 100 % de puissance.....	139
4.4.	Influence de la puissance totale du réacteur sur la distribution axiale de puissance.....	140
4.5.	Évolution de la distribution axiale tout au long du cycle	141
4.6.	Sensibilité du DPAX à différents paramètres.....	143
4.6.1.	Sensibilité à la position du groupe R	143
4.6.2.	Sensibilité à la température moyenne : pilotage chaud/pilotage froid	145
4.7.	Évolution du flux neutronique dans les extrémités haute et basse du cœur	145
4.8.	Influence sur le RFTC de l'avancement dans le cycle	147
4.9.	Évolution de la forme axiale de puissance assemblage par assemblage	148
4.10.	Évolution radiale de la distribution de puissance au long du cycle d'exploitation	151
4.11.	Principes de la maîtrise de l'axial offset dans les transitoires de variation de puissance en mode G	154
4.11.1.	Effet d'un groupe de grappes sur la distribution axiale	154
4.11.2.	Effet de l'insertion des GCP	154
4.11.3.	Mise en œuvre d'un contrôle de l'axial offset dans les modes de pilotage avancés	156
4.12.	Analyse d'un transitoire de variation de puissance	157

4.12.1.	Observation des effets axiaux	158
4.12.2.	Effet radial et effet axial de l'insertion de G1 et G2	160
4.12.3.	Corrélation entre la position de G2 et le DPRAD.....	162
4.12.4.	Gestion du palier bas par l'opérateur	163
4.13.	Étude d'une oscillation xénon en cours de stretch : détermination d'un coefficient de réactivité en pcm/%AO	164
4.14.	Évolution des pics radiaux de puissance en fonction de l'avancement dans le cycle	166
4.15.	Aspects azimutaux.....	168

Chapter 5. Démarrage d'un REP après rechargement : à partir de l'arrêt à chaud, montée en puissance

5.1.	Aspects neutroniques d'une montée en puissance	171
5.1.1.	Illustration : montée en puissance d'un réacteur du palier CP0	171
5.1.2.	Bilan de réactivité de la montée en puissance d'un REP 1 300 MWe après rechargement	176
5.2.	Déroulement de la montée en puissance d'un REP 1 300	177
5.2.1.	Préparation de la partie conventionnelle	178
5.2.2.	Évolution de la concentration en bore pendant le redémarrage du réacteur	178
5.2.3.	État initial : réacteur en AN/GV et recherche de divergence autorisée	178
5.2.4.	Approche sous-critique, divergence	180
5.2.5.	Essais physiques à puissance nulle	181
5.2.6.	Montée à une puissance thermique coeur de 1 %Pn	182
5.2.7.	Couplage des circuits primaire et secondaire	183
5.2.8.	Basculement GCT-a/GCT-c	183
5.2.9.	Mise en service d'une TPA	184
5.2.10.	Basculement ASG/ARE	184
5.2.11.	Passage en mode automatique du niveau d'eau du condenseur	185
5.2.12.	Basculement sur vapeur vive ADG	185
5.2.13.	Montée à 8 %Pn, lancement de la turbine et couplage	185
5.2.14.	Montée à 15 %Pn	188
5.2.15.	Montée entre 45 % et 50 %Pn sur limiteur et palier de puissance	189
5.2.16.	Montée en puissance entre 75 % et 80 %Pn	191
5.2.17.	Montée jusqu'à un palier entre 99 et 100 %Pn et mise à disposition de la tranche au réseau	192
5.3.	Tableaux de synthèse	192
5.4.	Complément : l'approche sous-critique	197

Chapter 6. Le transitoire d'îlotage

6.1.	Généralités : îlotage automatique et îlotage manuel	201
6.2.	Quelques principes sur l'îlotage	202
6.3.	Déroulement chronologique d'un îlotage manuel	203
6.4.	Ce qui doit être évité lors de l'îlotage.....	214
6.5.	Réflexions sur le déroulement du transitoire et l'atteinte de l'état final de la tranche	215
6.6.	Quelques calculs simples pour l'îlotage	216
6.6.1.	Gradient de baisse de puissance nucléaire en fonction de l'insertion des grappes de commande.....	216
6.6.2.	Amplitude du pic de température en début d'îlotage et durée d'obtention du pic de température.....	218
6.6.3.	Calcul théorique de l'état final tranche REP 1 300 MWe (P'4) après îlotage.....	220
6.7.	Un incident intéressant à analyser : l'îlotage sans mouvement de grappes	222
6.7.1.	L'îlotage sans grappes de Chooz.....	222
6.7.2.	Exercice : détermination analytique de l'état d'équilibre d'un REP 1 300 MW (P'4) à l'issue d'un îlotage sans grappes	223
6.8.	Élaboration de la grandeur image de la charge totale : pourquoi la consigne d'ouverture et non pas l'ouverture effective ?.....	224
6.9.	Conduite de la tranche après les premières minutes d'îlotage.....	226

Principales sources utilisées.....	229
---	------------

Annexe 1. Les protections du réacteur (REP 1 300 MWe) – l'instrumentation nucléaire

A1.1.	Introduction au système de protection du réacteur	234
A1.2.	L'arrêt automatique du réacteur.....	235
A1.3.	Protections globales et protections locales.....	236
A1.4.	Les protections spécifiques relatives au flux et à la puissance thermique	237
A1.5.	Le système de protection et la fonction de sûreté « surveillance ».....	238
A1.6.	Les protections génériques : paramètres d'entrée des calculs.....	238
A1.7.	Calculs pour les protections génériques : puissances thermiques et puissances neutroniques, distribution de puissance axiale $P(z)$	239
A1.7.1.	Puissances thermiques.....	239
A1.7.2.	Puissances neutroniques	240
A1.7.3.	Distribution axiale de puissance.....	240
A1.8.	Calculs des facteurs de pic radiaux	242
A1.9.	Calculs de la puissance linéique maximale à la cote z et du facteur d'élévation d'enthalpie	243
A1.9.1.	Puissance linéique maximale à la cote z	243

A1.9.2. Définitions du $Q(z)$ et du facteur de point chaud F_Q	245
A1.9.3. Facteur d'élévation d'enthalpie	245
A1.10. Calcul du RFTC	245
A1.11. Calcul des paramètres de pilotage DPAX et DPRAD.....	248
A1.12. Calcul du DPazn.....	249
A1.13. Les essais périodiques cœur	250
A1.14. Annexe : calcul de la puissance linéique moyenne et du flux thermique surfacique moyen.....	250
A1.14.1. Puissance linéique moyenne à puissance nominale.....	250
A1.14.2. Flux thermique surfacique moyen.....	250
A1.15. À propos des seuils en puissance linéique.....	251
A1.16. Les permissifs et verrouillages	251
A1.16.1. Les verrouillages	251
A1.16.2. Les permissifs	251
A1.17. Complément : la prise en compte de l'IPG dans le SPIN et les STE	252
A1.17.1. Phénomènes.....	252
A1.17.2. Le risque IPG en situation de classe 2 : système de protection et limites du domaine de fonctionnement.....	255
A1.17.3. Prise en compte du FPPI par les STE	256
A1.17.4. La remontée en puissance après arrêt pour rechargement.....	256
A1.17.5. Autres prescriptions des STE relatives à l'IPG	257
A1.18. Complément : l'instrumentation nucléaire	257
A1.18.1. Emplacements des détecteurs.....	257
A1.18.2. Chaînes niveau source (CNS).....	258
A1.18.3. Chaînes niveau intermédiaire (CNI).....	260
A1.18.4. Chaînes niveau puissance (CNP)	260

Annexe 2. Les circuits eau et vapeur d'une tranche P'4

A2.1. Les circuits de vapeur principale VVP et VPU	263
A2.1.1. Le système VVP	263
A2.1.2. Le système VPU	264
A2.2. Le système de contournement de la turbine principale.....	265
A2.2.1. GCT-c.....	265
A2.2.2. GCT-a.....	266
A2.3. Le circuit vapeur à partir de l'admission turbine	266
A2.3.1. Quelques rappels	266
A2.3.2. La turbine	267
A2.3.3. Les soutirages	269
A2.3.4. GSS	270
A2.3.5. Calcul de la puissance mécanique du groupe turbo-alternateur	271
A2.3.6. Le condenseur	272
A2.3.7. Le choix d'une turbine à mi-vitesse (half speed turbine)	272
A2.4. Le circuit d'eau alimentaire : poste d'eau basse pression.....	273

A2.4.1.	L'extraction d'eau au condenseur	273
A2.4.2.	Le poste ABP.....	274
A2.5.	La bêche ADG.....	274
A2.5.1.	Les fonctions de la bêche dégazante	274
A2.5.2.	Niveau et pression dans la bêche	274
A2.5.3.	L'alimentation en vapeur de la bêche.....	275
A2.5.4.	La fonction de contournement vapeur	276
A2.6.	Le circuit d'eau alimentaire : les turbopompes alimentaires	276
A2.6.1.	Description du système APP et fonctions.....	276
A2.6.2.	La régulation de vitesse des TPA	277
A2.7.	Le circuit d'eau alimentaire : le poste d'eau haute pression	277
A2.8.	L'alimentation en eau des GV : le système ARE.....	278
A2.8.1.	Fonction et description du système	278
A2.8.2.	Les vannes réglantes de niveau	278
A2.8.3.	Le ΔP eau-vapeur	279
A2.8.4.	Principes de la chaîne de réglage du ΔP eau-vapeur.....	279
A2.9.	Représentation dans un diagramme thermodynamique – les schemas eau et vapeur	280

Annexe 3. Régulation du groupe turbo-alternateur

A3.1.1.	Structure générale.....	283
A3.1.2.	Module vitesse/fréquence.....	284
A3.1.3.	Module puissance	284
A3.1.4.	Commutateur en position automatique	286
A3.1.5.	Basculement en asservissement de l'ouverture.....	286
A3.1.6.	Fonctionnement en asservissement de l'ouverture	287
A3.1.7.	Fonctionnement sur limiteur. Limitation de la pression « première roue turbine » P1RT	287
A3.1.8.	Signaux logiques de réduction de charge	288
A3.1.9.	Chaîne de commande des soupapes.....	288
A3.1.10.	Limiteur de vitesse et d'accélération.....	288
A3.1.11.	Aspects « exploitation ».....	288
A3.1.12.	Points de consigne et réseau électrique – définitions	289

Annexe 4. Les flux d'énergie dans un REP

A4.1.	Puissance primaire et puissance échangée aux GV.....	291
A4.2.	Passage de la puissance mécanique à la puissance électrique nette.....	291
A4.3.	Sensibilité de la puissance mécanique aux performances thermodynamiques du cycle eau-vapeur	293
A4.4.	Diagramme des flux.....	295

Index.....	297
------------	-----

1

L'histoire du parc de production nucléaire : une aventure technique, politique et industrielle

1.1. Le CEA, la dissuasion et les origines de la filière graphite-gaz

En 1958, le général de Gaulle inaugure à Marcoule, au nord d'Avignon, le centre militaire dépendant de la Direction des productions du CEA, devenue COGEMA en 1976. Ce centre comportait les trois réacteurs plutonigènes¹, dits « de production », G1, G2, G3, ainsi que l'usine de retraitement UP1 (dont la période d'exploitation s'étend de 1958 à 1997), construite pour retraiter le combustible de G1, G2 et G3 et en extraire par des opérations mécano-chimiques complexes le plutonium de qualité militaire² destiné à la force de dissuasion.

En vue de progresser dans la voie de l'utilisation de l'énergie nucléaire à des fins électrogènes, EDF et le CEA décident l'adjonction d'une installation de récupération de l'énergie pour produire de l'électricité (5,5 MWe, soit moins que la consommation des auxiliaires, 7 MWe), en quelque sorte un sous-produit du plutonium.

L'origine, en France, de la filière graphite-gaz remonte au réacteur G1³, qui a permis la mise au point des réacteurs jumeaux G2 et G3⁴.

¹ Les réacteurs plutonigènes permettent d'obtenir des combustibles ayant un taux de combustion limité. En principe, ce sont soit des réacteurs dotés de machines de chargement-déchargement des combustibles pendant le fonctionnement (par exemple les réacteurs UNGG, ou bien les réacteurs canadiens modérés à l'eau lourde de type Candu qui ont l'avantage d'accroître la production de plutonium), soit des réacteurs rapides au sodium alimentés en plutonium ou uranium enrichi et dotés de couvertures en uranium naturel ou appauvri, où se crée du plutonium de qualité militaire.

² Le vecteur isotopique du plutonium de qualité militaire a des composantes quasi nulles en isotopes pairs (plutonium-240, plutonium-242).

³ Utilisant l'uranium métal naturel comme combustible et le graphite comme modérateur, ce réacteur était refroidi directement par de l'air à la pression atmosphérique. D'une puissance thermique de 42 MWth, il a fonctionné de 1956 à octobre 1968. G1 a fourni les premiers kWh électriques français d'origine nucléaire.

⁴ Le refroidissement de G2 et G3 était assuré par du CO₂, la puissance thermique était de 260 MWth. G2 a été mis en service en avril 1959 et G3 en avril 1960 ; les réacteurs ont été exploités jusqu'en 1980 et 1984 respectivement.

1.2. Les débuts d'EDF dans le nucléaire

À partir de 1955⁵, EDF s'engage dans la voie du nucléaire en établissant un programme français de centrales nucléaires à uranium naturel, prenant la suite des piles G1, G2 et G3. En effet, la France ne dispose pas encore de moyens de production d'uranium enrichi.

L'objectif de ce programme est de réaliser une série de prototypes de puissance électrique croissante, permettant d'acquérir l'expérience industrielle de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires de puissance.

Plusieurs protocoles⁶ signés entre le CEA et EDF⁷, ainsi que des réunions à haut niveau entre les deux organismes, permettent d'engager leur collaboration.

Des ingénieurs d'EDF sont formés aux sciences et techniques nucléaires par le CEA, et constituent la première promotion du génie atomique de 1955⁸. L'Institut national des sciences et techniques nucléaires (INSTN) est créé au sein du CEA en 1956 pour organiser la formation d'ingénieurs en génie atomique.

La première étape pour EDF est celle du réacteur EDF1⁹ de Chinon, destiné cette fois-ci à la production d'électricité, et mis en service en juin 1963.

Les projets successifs de la filière uranium naturel-graphite-gaz carbonique ne se caractérisent pas seulement par une augmentation des puissances unitaires, mais aussi par de nombreuses innovations et évolutions techniques, tant sur le combustible que sur l'architecture¹⁰.

La construction des derniers réacteurs de la filière uranium naturel graphite-gaz (Saint-Laurent 1 et 2, Bugey 1) est décidée entre 1963 et 1966.

Différentes filières sont également mises en œuvre dans un souci de diversification : EDF, pour la partie conventionnelle, et le CEA procèdent à la construction d'EL4, la centrale à eau lourde des monts d'Arrée, couplée au réseau en 1967. La même année, le CEA met en service le réacteur rapide expérimental Rapsodie à Cadarache et le réacteur à eau pressurisée construit par EDF en association avec les Belges à Chooz est couplé au réseau.

En 1967, rien ne permet encore de pronostiquer la future prédominance de la filière à eau pressurisée.

⁵C'est l'année de la conférence technique intergouvernementale sous les auspices de l'ONU, qui s'est tenue en août 1955 au palais des Nations à Genève. Le programme de la conférence était très vaste, puisqu'il comprenait tous les aspects importants des applications de l'énergie atomique à des fins pacifiques. La communication effectuée par le CEA exposait le programme français.

⁶Le protocole d'accord de 1954 pour une première expérience de récupération d'énergie, l'assistance demandée au CEA pour la réalisation d'EDF1 en 1956 en sont deux exemples.

⁷L'ordonnance de création du CEA précisait que celui-ci devait « réaliser à l'échelle industrielle les dispositifs générateurs d'origine atomique », alors que la loi de nationalisation de l'électricité de 1946 confiait à EDF l'étude, la réalisation et l'exploitation des moyens de production d'électricité. Les textes qui avaient présidé à la constitution des deux organismes étaient porteurs d'ambiguïtés.

⁸Neuf ingénieurs de la Direction des études et recherches d'EDF suivent ce cours, et les cinq d'entre eux inscrits en tant qu'étudiants reçoivent le diplôme d'ingénieur en génie atomique.

⁹EDF1 (70 MWe net) sera suivi par EDF2 (deux groupes turboalternateurs de 125 MWe) et EDF3 (deux groupes de 250 MWe) à Chinon, puis EDF4 et EDF5 à Saint-Laurent-des-Eaux, et Bugey 1.

¹⁰Par exemple, la totalité du circuit CO₂ d'EDF4 est incorporée dans le caisson, ce qui conduit à une architecture très compacte.

1.3. La commission PEON

En avril 1955, une commission dite PEON (production d'énergie d'origine nucléaire), composée à l'origine de hauts cadres du CEA et d'EDF, est instaurée pour conseiller le gouvernement sur les questions d'énergie nucléaire : c'est une première tentative pour institutionnaliser la coopération entre les deux organismes.

Jusqu'à la fin des années soixante, les décisions sont négociées directement entre le CEA et EDF, la commission ne faisant qu'entériner. Son rôle croît lors de la « guerre des filières ».

Cette commission consultative jouera par la suite un rôle fondamental dans le déploiement du programme nucléaire civil, en élaborant pendant plus de vingt ans la politique nucléaire française.

La commission PEON réunit jusqu'à une trentaine d'experts de haut niveau issus de l'administration et de l'industrie (Thomson, Péchiney, Alsthom, CGE, Babcock & Wilcox, Framatome, Creusot-Loire...), les trois quarts de ses membres étant des polytechniciens des corps des Mines et des Ponts.

Onze rapports sont produits par la commission entre 1964 et 1979 ; elle formule également des avis à l'intention du gouvernement sur les projections de coût des nouveaux projets nucléaires.

1.4. La construction du parc de réacteurs à eau pressurisée : les origines

1.4.1. L'appel d'offre de la SENA

En 1959, il est techniquement possible d'envisager en France une production, à terme, d'uranium enrichi. D'autre part, Euratom vient d'être constitué et encourage la construction de centrales nucléaires de type américain¹¹.

Le 25 mai 1960, EDF¹² constitue, à parts égales avec le producteur d'électricité belge Centre et Sud, la Société d'énergie nucléaire franco-belge dite SENA.

La SENA lance un appel d'offre international pour une centrale à uranium enrichi, d'une puissance de l'ordre de 150 MW, la technologie (eau pressurisée ou bouillante) n'étant pas imposée.

¹¹ D'après Georges Lamiral, dès la première année de fonctionnement d'Euratom, les États-Unis conclurent avec la Communauté européenne (six pays en 1957) un accord doté d'avantages exceptionnels destinés à favoriser la pénétration des centrales de type américain, et le gouvernement français subit alors de fortes pressions de la part d'Euratom et du gouvernement belge pour entreprendre une opération dans le cadre de cet accord.

¹² À la fin de l'année 1958, le général de Gaulle promulgua un décret permettant à EDF de s'associer avec les compagnies d'électricité belges pour la réalisation en commun de centrales nucléaires dans le cadre de l'accord États-Unis/Euratom. Cela permit la création des centrales de Chooz et de Tihange qui allaient constituer pour la France et la Belgique le démarrage d'importants programmes nucléaires, dans la technologie PWR.

1.4.2. Framatome et la licence Westinghouse

Issue de plusieurs sociétés filiales du groupe Schneider¹³, la société franco-américaine de constructions atomiques (Framatome) est créée le 1^{er} décembre 1958, avec pour principal objectif l'exploitation de la licence Westinghouse dans le domaine des réacteurs nucléaires à eau pressurisée.

Un accord de licence et d'assistance technique est signé en février 1959. Pour permettre de mener à bien la construction de Fessenheim, il sera renouvelé en 1971.

En 1980, désireux de détenir la grande majorité du capital de Framatome, Creusot-Loire achète les 15 % détenus par Westinghouse, ramenant ainsi la société américaine à une position de pur licencieur.

En 1981, Creusot-Loire annonce à Westinghouse que les pouvoirs publics souhaitent mettre fin, de façon anticipée, au contrat de licence. Ce contrat est remplacé par un accord de coopération technique, dit « NTCA », qui consacre le fait que Framatome a acquis un niveau de compétence technique égal à celui de son licencieur. L'accord de licence aura duré vingt et un ans au total. L'accord NTCA perdura lui-même jusqu'en 1989.

1.4.3. La construction et la mise en service de la SENA

La société Framatome, seulement un an après sa création, associée avec les Ateliers de construction électrique de Charleroi (ACEC)¹⁴ et le concepteur américain Westinghouse, répond à l'appel d'offre en proposant, à un prix serré, un réacteur du type PWR sous licence Westinghouse. La SENA sélectionne l'offre de Framatome et le contrat est signé en septembre 1961.

Ce projet est à l'origine du développement industriel du Creusot et de Framatome dans le domaine nucléaire, qui prennent de l'avance sur leurs concurrents.

Le chantier est ouvert en 1962 à Chooz, dans les Ardennes.

La plupart des principaux composants de la centrale (cuve, générateurs de vapeur, pressuriseur, mécanismes de commande des barres de contrôle) sont réalisés dans les usines françaises et belges, et en particulier la cuve est calculée et fabriquée au Creusot¹⁵. L'utilisation de la technologie de « béton précontraint » pour la construction du bâtiment réacteur n'étant pas encore totalement maîtrisée, le réacteur est implanté dans une caverne.

¹³Au cours des XIX^e et XX^e siècles, les Schneider, avec les de Wendel, régnaient sur l'industrie lourde. Le Creusot occupait le centre de leur empire, qui s'étendait à l'Europe entière. En 1960, l'usine du Creusot était la plus grosse usine d'Europe occidentale dans le domaine de la métallurgie et comptait 12 000 personnes. Après la mort du dernier Schneider (Charles, en 1960), le jeune baron belge Édouard-Jean Empain prit en 1963 le contrôle (25 % des actions) de cet énorme ensemble industriel et financier. Parmi les sociétés et filiales du groupe Schneider : SFAC, SW, Forges et Ateliers de combustion électrique de Jeumont, Société de modernisation industrielle, Merlin Gérin, Citra, Spie. En prenant le contrôle de Schneider, le baron Empain a également pris le contrôle de Framatome. Lorsque le général de Gaulle apprit que les Empain contrôlaient en partie le premier groupe français de la métallurgie et de l'atome, il imposa à la tête du groupe Schneider le haut-fonctionnaire Roger Gaspard, ancien président d'EDF.

¹⁴Les Ateliers de construction électrique de Charleroi, l'équivalent belge de la Compagnie générale d'électricité (CGE) française, ont été vendus par le baron Empain à Westinghouse en 1970. Puis les participations de Westinghouse furent rachetées par la CGE en 1985.

¹⁵Philippe Boulin, ancien PDG de Creusot-Loire, Jeumont Schneider, Merlin Gérin et Framatome, témoigne qu'à la même époque les fournisseurs de General Electric et Westinghouse faisaient faillite les uns après les autres. Westinghouse avait même suggéré au Creusot de mettre en fabrication trois cuves pour être sûrs d'aboutir à une cuve conforme, étant données les difficultés de réalisation.

Le réacteur de la SENA, également appelé aujourd'hui Chooz A (en raison de l'implantation du palier N4 avec les deux tranches Chooz B1 et B2) diverge en octobre 1966 puis est couplé au réseau le 3 avril 1967¹⁶. C'est un REP à quatre boucles similaire au réacteur américain Yankee Rowe (Yankee Nuclear Power Station, exploité de 1960 à 1992), mais avec une puissance et une pression primaire plus élevées.

La technologie de la SENA incorpore un contrôle de la réactivité par le bore soluble¹⁷ et une instrumentation de mesure de flux neutronique à l'intérieur de la cuve, de type « Aeroball », que l'on retrouvera quelques années plus tard, améliorée, sur le réacteur EPR.

Le cœur est constitué de 120 assemblages 15×15 de type boîtier¹⁸, rechargés chaque année avec un fractionnement de 1/3. La pression de fonctionnement est de 138 bars.

Contrairement aux réacteurs REP qui seront mis en service en France après la SENA, les absorbants mobiles de neutrons de la SENA ne sont pas des grappes de tiges s'insérant dans les tubes guides de certains assemblages combustibles, mais des croix de contrôle s'insérant entre des assemblages combustibles¹⁹.

Le 24 décembre 1967, alors que la centrale fonctionne depuis six mois, les opérateurs observent qu'il est impossible d'insérer complètement une croix de contrôle dans le cœur. Sur les conseils de Westinghouse, on pratique l'ouverture de la cuve sans pouvoir déceler l'origine de l'anomalie. Le même incident se produit un mois plus tard, le 30 janvier 1968. Le réacteur est arrêté, la cuve ouverte et on s'aperçoit que le panier porte-cœur s'est incliné – il n'est donc plus dans l'alignement des croix de contrôle, ce qui explique l'observation initiale – et a entraîné avec lui le bouclier thermique²⁰, produisant ainsi des vibrations et des ruptures de boulons retenant le bouclier. L'incident traduit une connaissance insuffisante de l'hydrodynamique de la cuve. La réparation, portant sur les GV endommagés par des débris métalliques provenant du cœur et sur la cuve, durera deux ans²¹. Le bouclier n'est pas réinstallé : on préfère remplacer les assemblages combustibles les plus proches de la cuve – ceux qui sont responsables du flux de neutrons maximum reçus par la cuve – par des assemblages postiches. Plus tard, la puissance sera augmentée (avec un nombre d'assemblages actifs inférieur), ce qui montre l'importance des marges à la conception. SENA fonctionne sans problèmes jusqu'en 1992.

¹⁶La puissance initiale de 242 MW fut ultérieurement portée à 305 MW. Les caractéristiques de la vapeur sont 34 bars à 240 °C. La turbine de fabrication Rateau Schneider, dotée d'un corps HP et de trois corps BP double flux, tourne à 3 000 tours/min.

¹⁷Les variations de concentration en bore sont obtenues par l'adjonction d'une solution à 2 500 ppm de bore ou par passage sur des résines de déboratation.

¹⁸De la même façon que dans les REB, le réfrigérant primaire assurant le refroidissement du cœur est compartimenté dans chaque assemblage-boîtier, ce qui ne permet pas l'existence de débits transverses entre les assemblages, comme dans les REP exploités aujourd'hui.

¹⁹Comme le volume d'eau, donc de modérateur déplacé lors d'une extraction complète des croix de contrôle, était important, il s'ensuivait une variation locale conséquente du rapport de modération, et donc une augmentation de réactivité se traduisant par l'apparition d'un pic de flux et de puissance dans les assemblages voisins. Pour éviter cela, les croix de contrôle comportaient des prolongateurs passifs à leur base afin que le volume libéré par l'extraction de la partie absorbant les neutrons ne soit pas occupé par de l'eau, mais par de la matière inerte. Cette conception avait pour conséquence que la hauteur de la cuve était égale à trois fois la hauteur du cœur (deux fois dans la conception actuelle).

²⁰Le bouclier est installé pour diminuer le flux de neutrons reçus par la cuve.

²¹La centrale est remise en exploitation le 18 mars 1970.

Autres termes techniques

bande morte	intervalle d'inaction d'une régulation	45, 73, 109, 110, 113, 119, 128, 130, 145, 194, 206, 220, 221, 252
Barillet (eau ou vapeur)		97, 98, 101, 183, 184, 187, 202, 203, 205, 208, 209–211, 215, 220, 221, 224, 263–265, 270, 276, 278–280
boremètre	Dispositif de mesure de la Cb	178
calibrage	Calibrage de l'instrumentation neutronique	151, 191, 240
chauffage nucléaire	Production de puissance thermique par la réaction en chaîne	46, 98, 181, 260
Cyclades	Gestion du combustibles de certaines tranches 900 Mwe, par tiers de cœur; enrichissement 4,2 % et empoisonnement au gadolinium	29, 64, 72–74, 78, 105, 108, 171
Dégazage	Action consistant à	90, 178, 274
Doppler	L'effet doppler désigne l'augmentation des captures neutroniques par l'uranium 238 consécutive à l'augmentation de la température du combustible	46, 48–52, 54–58, 69, 72, 83, 84, 87, 98, 99, 102, 120, 137, 139, 140, 167, 181, 182, 216, 223
dynamique libre	Comportement dynamique de la tranche nucléaire, en l'absence de toute action des moyens de contrôle de la réactivité	45, 84, 85, 87–91, 93, 101, 128–130, 190
Gemmes	Gestion du combustibles des tranches 1300 Mwe, par tiers de cœur, 4 % et empoisonnement au gadolinium	27–31, 33, 36, 39, 43, 51, 55, 57, 62, 64, 70, 108, 122, 140, 142–144, 148, 152, 157, 166, 167, 177, 182, 233, 249, 255
Limiteur	Limiteur de charge, ou encore de pression (P1RT).	117, 120, 189–192, 195, 287, 289–291
minimum technique	Minimum technique théorique (MTT) ou minimum technique courant (MTC)	89, 109, 124, 125, 185, 203, 291
permissif	Signaux logiques contrôlant les ordres émanant du système de protection	251–253
Pompe nourricière	La turbopompe alimentaire est gérée par une pompe nourricière.	210, 275–277
Poste d'eau	Comprend le poste d'eau haute pression, le poste d'eau basse pression, la bache ADG	90, 178, 212, 271, 273, 274, 277, 278

réglage primaire	Réglage primaire de fréquence	43, 45, 91, 109, 117, 119, 120, 128–130, 190, 211, 213, 214, 284–286, 290, 291
stretch	Prolongation de cycle	26, 28, 32, 33, 42–46, 54, 73, 93, 130, 141–143, 148, 150, 164–166, 256, 260, 288
téléréglage	Réglage secondaire de fréquence	17, 43, 74, 91, 109, 111, 117, 119, 128, 284–286, 289–291
verrouill- ages	Signaux qui commandent des ac- tions s’opposant aux régulations, à l’approche des seuils d’arrêt auto- matique du réacteur	251, 252, 261