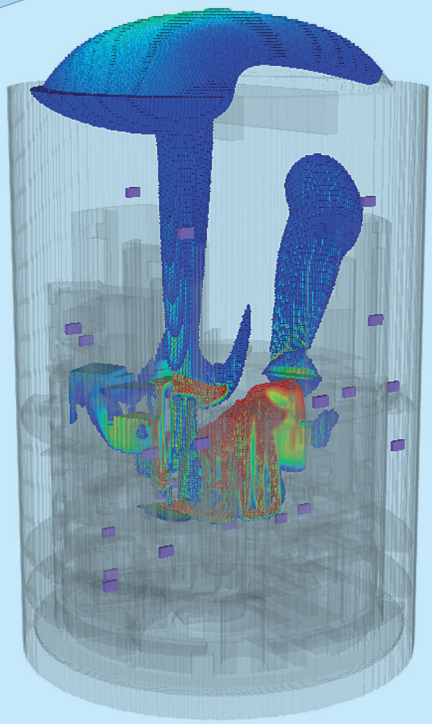
Collection Génie Atomique

Bruno Tarride



Extrait de la publication

Physique, fonctionnement et sûreté des REP

Maîtrise des situations accidentelles du système réacteur

instn
INSTITUT NATIONAL DES SCIENCES ET TECHNIQUES NUCLÉAIRES

edp sciences

GENIE ATOMIQUE

Physique, fonctionnement et sûreté des REP

Maîtrise des situations accidentelles du système réacteur

Réacteur de référence : 1300 MWe

Bruno Tarride

edp sciences

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

Extrait de la publication

Illustration de couverture : calcul des concentrations en hydrogène et étude de l'efficacité des recombineurs, dans une enceinte REP 900 MWe, suite à une hypothétique fusion du cœur, ©EDF/SEPTEN.

Imprimé en France

ISBN : 978-2-7598-0738-3

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'exemple 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 1er 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 2013

Extrait de la publication

À Isabelle, pour son soutien.

À Marianne et Solène, pour leur patience.

This page intentionally left blank

Extrait de la publication

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 thermohydrau-

Extrait de la publication

lique, 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

Extrait de la publication

Table des matières

Avant-propos et remerciements xv

L'auteur xvii

Introduction : une approche système simplifiée pour aborder la maîtrise des situations accidentelles 1

Chapitre 1. Physique et sûreté : introduction aux familles d'accidents

1.1. Risque sur les trois barrières de confinement, notion de fonctions de sûreté 7
1.1.1. Principe des trois barrières 9
1.1.2. Phénomènes à risque pour la première barrière et critères de sûreté associés 11
1.1.3. Intégrité des barrières par le respect des trois fonctions de sûreté 16
1.2. Accidents affectant la fonction de sûreté : contrôle de la réactivité 16
1.2.1. Quelques rappels de base de cinétique des réacteurs 17
1.2.2. Paramètres influant la réactivité : accidents de réactivité et effet des contre-réactions neutroniques 19
1.2.3. Intervention du système de protection : l'AAR 22
1.2.4. Situations envisagées avec défaillance du système d'arrêt automatique 25
1.2.5. Moyens d'apport du bore soluble dans le cœur, en situation accidentelle 25
1.3. Accidents affectant la fonction de sûreté : évacuation de la puissance 26
1.3.1. Origine de la puissance thermique primaire 26
1.3.2. Évacuation de la puissance en régime permanent et en transitoire 28
1.3.3. Dégradation de l'inventaire en masse primaire, risque de découvrement du cœur et de perte de la sous-fonction « extraction de la puissance » 30

1.3.4. Perte de la sous-fonction « transport » de la puissance vers les générateurs de vapeur 37
1.3.5. Perte de la fonction des générateurs de vapeur, source froide pour le cœur 39
1.4. Accidents affectant la fonction de sûreté : confinement, assuré par la troisième barrière..... 47
1.5. Systèmes supports : le cas des systèmes fluides RRI/SEC et des alimentations électriques..... 49
1.6. Synthèse sur la gestion des fonctions de sûreté en accidentel 52
1.7. Exercices de fin de chaptire..... 53

Problème
P1. Étude de la perte totale de l'alimentation en eau des GV (H2) 56

Gestion des accidents affectant les trois fonctions de sûreté

Chapitre 2. Les accidents d'insertion de réactivité par retrait d'absorbants

2.1. Présentation générale 59
2.2. Les transitoires d'extraction de grappes d'absorbants 60
2.2.1. L'accident d'éjection d'une grappe de régulation 61
2.2.2. Retrait de groupes d'absorbants, états sous-critique et en puissance..... 65
2.2.3. Cas du retrait d'une grappe de régulation en puissance..... 67
2.3. Les transitoires de dilution du fluide primaire..... 68
2.3.1. Dilution homogène..... 68
2.3.2. Dilution hétérogène 74

Problèmes
P2. Étude de l'éjection de grappe 76
P3. Dilution homogène, avec défaillance matérielle et humaine 78

Chapitre 3. L'accident de Rupture de Tuyauterie Vapeur (RTV) : insertion de réactivité par refroidissement primaire

3.1. Présentation générale 81
3.1.1. Définition, risque pour les trois barrières..... 81
3.1.2. Moyens de protection et de sauvegarde chaudière 82
3.1.3. Hypothèses d'études, type Rapport de Sûreté..... 82
3.2. Description d'un transitoire de Rupture de Tuyauterie Vapeur..... 83
3.2.1. Phase d'action des automatismes..... 84
3.2.2. Chronologie du transitoire type : phase court terme 86
3.2.3. Actions de conduite requises 86
3.2.4. Conséquences pour le cœur 87
3.3. Étude de sensibilité des principaux paramètres..... 89
3.3.1. Localisation de la brèche 90
3.3.2. Effet de la taille de la brèche secondaire..... 90

Extrait de la publication

3.3.3. État initial de la tranche 90
3.3.4. Effet du démarrage de la Fonction de Borication Automatique... 91
3.3.5. Défaillance de l'isolement vapeur 91
3.3.6. Cas d'une RTV sur un 900 MWe 92

Problème
P4. Étude systémique d'une RTV 93

Chapitre 4. L'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP)

4.1. Présentation générale de l'APRP 97
4.1.1. Classification selon la taille de brèche 97
4.1.2. Effet de la localisation de la brèche 99
4.1.3. Rappels sur les moyens de protection et de sauvegarde 100
4.1.4. Règles d'études et critères d'acceptation 101
4.2. Brèche intermédiaire 102
4.2.1. Phase d'actions des automatismes 102
4.2.2. Chronologie et courbes d'un scénario type brèche intermédiaire 104
4.2.3. Actions de conduite requises 106
4.3. La grosse brèche 108
4.3.1. Phase d'actions des automatismes 109
4.3.2. Chronologie et courbes d'un scénario type : rupture guillotine en branche froide 113
4.3.3. Le transitoire thermohydraulique pour l'enceinte de confinement 114
4.4. Cas particulier des brèches en état d'arrêt 114
4.4.1. Brèche sous le permissif P11 115
4.4.2. Brèche dans les états sur RRA 116
4.4.3. Perte du RRA à la Plage de Travail Basse du RRA 116
4.4.4. Conclusion pour les brèches dans les états d'arrêt 118

Problèmes
P5. Étude d'une brèche intermédiaire 119
P6. Études probabilistes de la perte du RRA à la PTB RRA 120

Chapitre 5. La perte totale des systèmes supports : scénarii de type Fukushima

5.1. Perte totale des alimentations électriques 125
5.1.1. Conséquences de la perte totale des alimentations électriques... 125
5.1.2. Stratégies de conduite du réacteur pour divers états initiaux 128
5.1.3. Spécificités de la conduite en circulation naturelle 131
5.1.4. Cas particulier d'une perte totale des alimentations électriques affectant tout le site 132
5.2. Perte totale de la source froide 134
5.2.1. Conséquences de la perte totale de la source froide 134
5.2.2. Stratégies de conduite du réacteur pour divers états initiaux 134
5.2.3. Cas particulier de la perte de la source froide sur l'ensemble des tranches du site 137

5.3 Cumul de la perte totale de la source froide et des alimentations électriques 137
5.4. Conclusion..... 138

Problèmes
P7. Étude des conditions d'échec de l'îlotage..... 139
P8. Perte totale des alimentations électriques, thermosiphon et conduite « H3 » 140

Chapitre 6. La Rupture de Tubes de Générateur de Vapeur (RTGV)

6.1. Présentation générale de l'accident..... 145
6.2. Retour d'expérience mondial et enseignements tirés en France..... 146
6.3. Description d'un transitoire RTGV type 149
6.3.1. Phase d'intervention des automatismes 149
6.3.2. Stratégie de conduite court terme 153
6.3.3. Stratégie de conduite long terme 156
6.4. Étude de sensibilité aux principaux paramètres..... 159
6.4.1. Niveau de puissance initial 159
6.4.2. Disponibilité des GMPP..... 160
6.4.3. Nombre de tubes ruptés 160
6.4.4. RTGV + cumul du blocage des soupapes de sûreté (brèche vapeur sur le même GV)..... 160

Problème
P9. Étude de la conduite court terme d'une RTGV – gestion du RIS..... 162

L'accident de TMI2 et ses enseignements en termes de gestion post-accidentelle

Chapitre 7. L'accident de Three Mile Island (1979)

7.1. Présentation du réacteur B&W de TMI2 165
7.2. Chronologie de l'accident : principaux évènements et conduite..... 166
7.2.1. L'initiateur, les aggravants, le découvrement du cœur..... 166
7.2.2. Les alarmes d'activité, la situation d'urgence, les tentatives pour sauver la situation 171
7.3. Analyse des conséquences a posteriori 173
7.4. Principaux enseignements de l'accident de TMI2, sous l'angle de la gestion post-accidentelle 176
7.4.1. Phénomènes thermohydrauliques 176
7.4.2. Matériels utilisés en conduite..... 178
7.5. Prise en compte des facteurs humains et organisationnels par le secteur nucléaire français 179
7.5.1. La décennie 80 : prise en compte de l'erreur humaine et de son rattrapage par l'organisation 179

7.5.2. La décennie 90 : prise en compte du facteur organisationnel, émergence du concept de culture de sûreté 182
7.5.3. Aujourd'hui 183

Problème
P10. Analyse de l'accident de TMI2, jusqu'au découvrement du cœur..... 183

Chapitre 8. La conduite post-accidentelle par « Approche Par État »

8.1. Caractérisation de l'état physique de l'installation (diagnostic d'état) 190
8.2. Détermination des stratégies de conduite : séquences et modules de conduite..... 192
8.2.1. Conduite primaire 192
8.2.2. Conduite secondaire et enceinte..... 195
8.3. Mise en œuvre des actions de conduite, selon les moyens disponibles 197

Problème
P11. APE : étude d'un repli dur vers RRA..... 199

Chapitre 9. Situations post-fusion du cœur et conséquences sur le confinement

9.1. Physique de la fusion du cœur, jusqu'au percement de la cuve..... 201
9.1.1. Perte de la première barrière 202
9.1.2. Oxydation des gaines et production d'hydrogène..... 202
9.1.3. Dégradation du cœur aux hautes températures, formation du corium et percement de la cuve..... 204
9.2. Modes de défaillance de l'enceinte de confinement suite au percement de la cuve..... 205
9.2.1. Défaut d'étanchéité initial de l'enceinte..... 208
9.2.2. Mise en surpression lente dans l'enceinte..... 208
9.2.3. Explosion de vapeur dans la cuve ou dans le puits de cuve 210
9.2.4. Explosion d'hydrogène dans l'enceinte 211
9.2.5. Traversée du radier en béton par le corium 212
9.2.6. Bipasse du confinement par l'intermédiaire de tuyauteries sortant de l'enceinte (mode V) 213
9.2.7. Échauffement direct de l'enceinte..... 214
9.2.8. By-pass enceinte par RTGV 214
9.2.9. Accidents d'insertion rapide de réactivité..... 214
9.3. Conduite des accidents graves et mesures de protection des populations.. 215
9.4. Réexamen de sûreté sur la base des Études Probabilistes de Sûreté (EPS) de niveau 2..... 216
9.5. Conclusion..... 218

Problème
P12. Étude de la tenue de l'enceinte en cas d'accident grave..... 218

Extrait de la publication

Chapitre 10. Conclusion : quelques pistes pour maîtriser les situations accidentelles sur le système REP

10.1. L'analyse des interactions et contre-réactions internes au système complexe 221
10.2. La prise en compte de la problématique principale de sûreté : l'évacuation de la puissance 223
10.3. L'importance du retour d'expérience et du réexamen périodique de sûreté 225
10.4. L'enseignement du retour d'expérience : les accidents ont des origines techniques, humaines et organisationnelles 226
10.5. Se préparer à l'imprévu 227
10.6. Se préparer à la gestion des accidents graves et des rejets 228
10.7. L'évolution de conception des futures installations doit intégrer ces enseignements 228
10.8. Toujours plus de sûreté ? 230

Annexe 0. Compléments de thermohydraulique système

A0.1. Physique des composants du circuit primaire – grandeurs clés mesurées .. 231
A0.1.1. Niveau et pression dans le pressuriseur 231
A0.1.2. Niveau des générateurs de vapeur 235
A0.2. Circulation du fluide primaire : la sous-fonction transport 236
A0.2.1. Caractéristiques circuit et pompe - point de fonctionnement en circulation forcée 236
A0.2.2. Arrêt partiel des pompes - circulation forcée dissymétrique 237
A0.2.3. Circulation naturelle monophasique 238
A0.2.4. Circulation naturelle diphasique 240
A0.2.5. Fonctionnement en mode caloduc 242
A0.2.6. Conclusion sur la sous-fonction transport 243
A0.2.7. Conditions de création d'une hétérogénéité du fluide primaire (ex. : en bore) 243

Annexe 1. Approches déterministe et probabiliste de sûreté

A1.1. L'approche déterministe de sûreté 247
A1.1.1. Risque potentiel, risque résiduel 247
A1.1.2. Situations de fonctionnement – classement en catégories 247
A1.1.3. Conditions de sûreté à respecter pour chaque situation – critères d'acceptabilité des études 250
A1.1.4. Règles d'études et codes conservatifs 251
A1.1.5. Informations tirées des études des situations de fonctionnement 252
A1.1.6. Situations complémentaires 253
A1.1.7. Le rapport de sûreté 254
A1.2. Les études probabilistes de sûreté 254
A1.2.1. Principe des arbres d'évènements 254
A1.2.2. Intérêt et limites 255
A1.2.3. Utilisation des EPS 256

Extrait de la publication

Annexe 2. Les accidents de Tchernobyl et Fukushima

A2.1. L'accident de Tchernobyl 259
A2.1.1. Une filière dangereuse : un réacteur potentiellement instable.... 259
A2.1.2. Présentation succincte de l'accident et de ses causes organisationnelles..... 261
A2.1.3. Enseignements tirés pour les RBMK et les réacteurs occidentaux 263
A2.2. L'accident de Fukushima 264
A2.2.1. Le site et les réacteurs de Fukushima..... 264
A2.2.2. Présentation succincte de l'accident..... 265
A2.2.3. Premiers enseignements..... 268

Annexe 3. Sûreté nucléaire : facteurs humains et organisationnels

A3.1. L'erreur humaine..... 274
A3.2. Origine organisationnelle de l'erreur humaine..... 276
A3.3. Erreurs actives et erreurs latentes 277
A3.4. Le débat « système complexe = accident normal » vs « organisation à haute fiabilité »..... 278
A3.5. Si l'homme est source d'erreur, faut-il développer l'automatisation ? 280
A3.6. La surête gérée pour développer la résilience du système..... 281

Annexe 4. Spécificités de la conception du réacteur EPR vis-à-vis de la sûreté

A4.1. Les choix de conception pour réduire le risque de fusion du cœur..... 285
A4.1.1. Circuits primaire et secondaire..... 286
A4.1.2. Systèmes de sauvegarde..... 287
A4.2. Les choix de conception pour limiter les conséquences d'un accident grave 289
A4.2.1. Élimination pratique des situations qui pourraient conduire à des rejets précoces importants..... 289
A4.2.2. Dispositions relatives à la fusion du cœur à basse pression..... 291
A4.3. Principaux choix de conception des concurrents de l'EPR vis-à-vis de la sûreté..... 293

Annexe 5. Présentation du modèle REP ponctuel : équations bilan et données 1300 MWe

A5.1. Présentation du modèle ponctuel simplifié, exploité pour la résolution d'un problème dynamique sur le système REP 295
A5.2. Équations bilans du modèle..... 297
A5.2.1. Bilan de réactivité du cœur 297
A5.2.2. Bilans de masse 297
A5.2.3. Bilans d'énergie 299
A5.2.4. Augmentation du volume du fluide primaire et conséquences sur la pression primaire 303
A5.3. Données numériques caractéristiques du système REP 304

Extrait de la publication

A5.3.1. Physique du cœur 304
A5.3.2. Circuits primaire et secondaire..... 306
A5.3.3. Systèmes fluides auxiliaires et de sauvegarde 308
A5.3.4. Propriétés thermohydrauliques de l'eau 310

Lexique des principaux sigles et grandeurs physiques 311

Principales références bibliographiques 315

Extrait de la publication

Avant-propos et remerciements

Cet ouvrage s'appuie sur le vécu d'analyse de la sûreté des réacteurs nucléaires électrogènes, de type REP, et sur une quinzaine d'années d'enseignement de l'auteur sur le sujet. Il reprend, en grande partie, les différents supports de cours, travaux dirigés et travaux pratiques sur simulateur de fonctionnement accidentel, du cours de Génie Atomique de l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires.

Il a pour objectif de présenter le comportement du réacteur en situations accidentelles en s'appuyant sur les bases neutroniques et thermohydrauliques, ainsi que la description fonctionnelle de la chaudière. Sa valeur ajoutée, par rapport aux autres ouvrages de la collection, est d'aborder la dimension systémique du fonctionnement d'un réacteur nucléaire, caractérisée par de nombreux couplages entre phénomènes physiques et des interactions dynamiques entre les sous-parties du système. Une telle approche est indispensable pour comprendre, interpréter et prédire le comportement du système réacteur, compétences requises pour l'exercice des métiers de la conception, de l'exploitation et bien sûr de l'analyse de sûreté de ce type d'installation.

L'ouvrage se détache en deux parties, l'une présentant les principales familles d'accidents susceptibles d'affecter les trois fonctions de sûreté, l'autre, l'accident de Three Mile Island, accident de référence pour les REP, et ses enseignements en termes d'optimisation de la conduite post-accidentelle pour éviter la fusion du cœur, et garantir le confinement. La conclusion tente de synthétiser les conditions de la maîtrise des situations accidentelles sur ce type d'installation.

Chaque chapitre fait l'objet d'un ou deux problème(s), exploitant un modèle REP ponctuel, pour permettre d'analyser qualitativement les transitoires étudiés et de caractériser quantitativement les états d'équilibre dynamique sur lesquels le réacteur converge, du fait de sa grande stabilité.

De nombreuses annexes apportent des compléments d'informations, utiles à tout ingénieur s'intéressant à ce sujet, comme par exemple les enseignements des autres grands accidents nucléaires, les démarches d'analyse de sûreté déterministe ou probabiliste ou encore la composante humaine et organisationnelle du système sociotechnique.

L'auteur voudrait remercier Joseph Safieh pour le témoignage de sa confiance, ainsi que les personnes qui ont contribué à la réalisation de cet ouvrage, en particulier les membres de l'équipe pédagogique et les élèves ingénieurs du Génie Atomique de l'INSTN.

Il tient cependant à remercier tout particulièrement Olivier Hascoët et ses collègues de la division Physique des Réacteurs d'EDF/SEPTEN qui ont accepté de relire collégialement l'intégralité du document et ont fait de nombreuses suggestions pour en garantir la lisibilité et la rigueur technique.

Toutes les erreurs et omissions restent, bien évidemment, de la seule responsabilité de l'auteur.

Extrait de la publication

This page intentionally left blank

Extrait de la publication

L'auteur

Bruno TARRIDE est ingénieur diplômé de l'ENSIACET (ex. : ENSIGC) et de l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires (INSTN).

Il a tout d'abord travaillé dans le domaine de l'analyse de sûreté des réacteurs nucléaires, au sein de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, avant de rejoindre l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires du CEA.

Il est aujourd'hui directeur des études de la spécialisation d'ingénieurs en Génie Atomique, expert senior en « physique, fonctionnement et sûreté des systèmes REP », professeur INSTN et professeur des universités associé à Grenoble-INP. Il enseigne ce thème depuis plus de quinze ans.

Extrait de la publication

This page intentionally left blank

Extrait de la publication

Introduction

« C'est dans la nature des systèmes complexes, étroitement couplés, très interactifs… de faire surgir de mauvaises surprises. » **James Reason**

Une approche « système » simplifiée pour aborder la maîtrise des situations accidentelles

Cet ouvrage de la collection « Génie Atomique » est publié après une série de thèmes qui abordent les disciplines scientifiques de base du génie nucléaire, ainsi qu'une description du cœur et de la chaudière d'un Réacteur à Eau sous Pression, avec une démarche de type analytique.

La formation en Génie Atomique a clairement cet objectif pluridisciplinaire mais elle vise, au-delà, à offrir aux étudiants une vision d'ensemble du système réacteur, d'une part en dépassant la juxtaposition de **disciplines, en introduisant leur interdépendance**, d'autre part en sensibilisant aux **interactions dynamiques entre le cœur et les sous-parties constituant la chaudière nucléaire**.

Une telle approche permet de comprendre, interpréter, prédire le comportement du système, alors que les variables interconnectées jouent, au cours du temps, à la fois le rôle de cause et d'effet.

Le réacteur nucléaire électrogène répond, en effet, à la **définition d'un système dynamique complexe** :

- Il est en relation permanente avec son environnement et échange ainsi matières, énergie et informations avec lui. Une exception notable cependant : conformément à la première fonction de sûreté, il est indispensable de garantir le « confinement des matières radioactives », cette exigence étant d'ailleurs elle-même génératrice de complexité.
- Il est composé de nombreux sous-systèmes en **interaction dynamique** (cœur, circuits primaire et secondaire, circuits auxiliaires et de sauvegarde…), échangeant masse et énergie **(figure 0.1.)**
- Il est caractérisé par le couplage de nombreux phénomènes physiques élémentaires et, en tout premier lieu, ceux relevant de la neutronique et de la thermohydraulique.

  Il existe en effet, en son sein, de très nombreuses **boucles de rétroaction internes** :

  – la plupart négatives, donc stabilisatrices (ex. : contre-réactions Doppler et modérateur), mais quelques-unes positives[1] (ex. : oxydation de la gaine) ;
  – de constantes de temps courtes (ex. : Doppler et modérateur) ou lentes (ex. : effet Xénon) ;
  – avec une relation entre la cause et l'effet de type proportionnelle ou pas.

[1] Dans ce dernier cas, il convient d'identifier d'éventuels effets « falaise » permettant de définir des critères de sûreté pour se protéger de phénomènes divergents.

- le différentiel charge-décharge RCV : q_{RCVnet} (incidentel)[3] ;
- le débit d'injection du RIS : q_{RIS} (accidentel ou intempestif) ;
- et/ou le débit de la FBA : q_{FBA} (cas RTV ou signal intempestif).

De même, comme débit massique sortant qs :

- le débit brèche (APRP, RTGV, ouverture Sebim).

Le bilan de masse d'eau primaire s'exprime alors simplement :

$$\frac{\mathrm{d}M}{\mathrm{d}t} = q\mathrm{i} - q_{\text{brèche}} \qquad [BM1]$$

Où M est la masse d'eau primaire.

En fonctionnement normal, en régime permanent : $\frac{\mathrm{d}M}{\mathrm{d}t} = q_{\text{RCV net}} = 0$ (charge et décharge équilibrées).

Bilan de masse bore primaire

On rappelle ici que la concentration en bore Cb est une fraction massique : le ppm, correspondant à 1 g de bore par tonne d'eau borée.

On considère ici une variation de la concentration en bore, soit du fait de l'utilisation, en exploitation, de la charge/décharge RCV pour réaliser une dilution/borication, soit du fait du démarrage automatique de la FBA (cas RTV).

- Dans le premier cas : $q_{\text{RCV charge}} = q_{\text{RCV décharge}} = q_{\text{RCV}}$ et la masse M peut être considérée constante. Aussi le bilan de masse sur le bore s'écrit :

$$\frac{\mathrm{d}(M \cdot \mathrm{Cb})}{\mathrm{d}t} = M \cdot \frac{\mathrm{d}Cb}{\mathrm{d}t} = q_{\text{RCV}} \cdot (Cb_{\text{REA}} - Cb)$$

  où Cb_{REA} est la concentration de la solution REA introduite (ex. : 0 ppm pour une dilution).

- Dans le deuxième cas, la FBA débite par la charge RCV, en absence de brèche primaire.

  Le bilan de masse global donne :

$$\frac{\mathrm{d}M}{\mathrm{d}t} = q_{\text{FBA}}$$

  À partir du bilan de masse sur le bore, on en déduit, comme précédemment :

$$M_o \cdot \frac{\mathrm{d}Cb}{\mathrm{d}t} = q_{\text{FBA}} \cdot (Cb_{\text{REAbore}} - Cb)$$

[3] Le différentiel débit d'injection aux joints/retour des joints sera généralement négligé (sauf précision contraire).

Bilan de masse eau secondaire

En situation incidentelle ou accidentelle, on considère comme débit massique entrant :

- le débit d'eau alimentaire qa :
  - par ARE (fonctionnement normal ou incidentel),
  - ou ASG (accidentel).
- le débit de brèche primaire-secondaire, en cas de RTGV.

De même, comme débit massique sortant :

- le débit vapeur VVP évacué au groupe turbo-alternateur, voire au GCT ou aux soupapes secondaire ;
- le débit à la brèche, en cas de RTV.

Le débit massique de purge, si non nul, sera négligé.

Le bilan de masse d'eau secondaire s'exprime alors simplement :

$$\frac{\mathrm{d}M\mathrm{s}}{\mathrm{d}t} = q\mathrm{a} + q_{\mathrm{RTGV}} - q_{\mathrm{VVP}} - q_{\mathrm{RTV}} \qquad \text{[BM2]}$$

Où Ms est la masse d'eau secondaire.

En fonctionnement normal, en régime permanent :

$$\frac{\mathrm{d}M\mathrm{s}}{\mathrm{d}t} = 0(q\mathrm{a} = q_{\mathrm{ARE}} = q_{\mathrm{VVP}}).$$

A5.2.3. Bilans d'énergie

On applique aux différents sous-systèmes le principe de conservation de l'énergie totale : le taux de variation de l'énergie totale (somme de l'énergie interne et de l'énergie cinétique) d'un volume fixe est égal à la somme :

- des débits d'énergie totale entrant (convection) ;
- des puissances thermiques apportées (volumique et surfacique) ;
- et des puissances des forces extérieures (agissant sur le volume et sa surface frontière).

Comme précédemment, on comptabilisera comme négatifs un débit-masse ou un flux de chaleur sortant du volume.

Le dernier terme (puissances mécaniques) est généralement négligeable devant le second (puissances thermiques).

Bilan d'énergie combustible :

En situation incidentelle ou accidentelle, le terme source en énergie pour le combustible est la puissance du cœur W_{coeur}, d'origine neutronique (fissions) et/ou résiduelle[4].

[4] On ne considèrera pas les états dégradés du cœur pour lesquels peut se rajouter la puissance produite par oxydation des gaines en Zircaloy.

Extrait de la publication