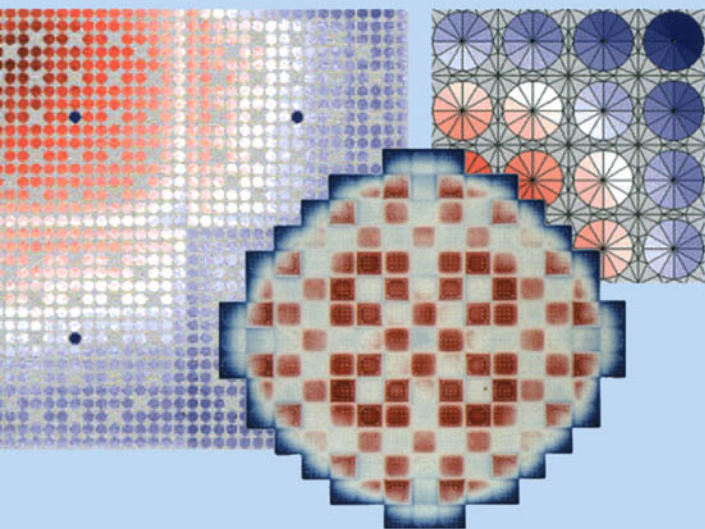


COLLECTION
**GÉNIE
ATOMIQUE**

Précis de neutronique

Paul REUSS



instn

INSTITUT NATIONAL DES SCIENCES
ET TECHNIQUES NUCLÉAIRES


EDP
SCIENCES

PRÉCIS DE NEUTRONIQUE

Cette page est laissée intentionnellement en blanc.

GÉNIE ATOMIQUE

Précis de Neutronique

Paul Reuss

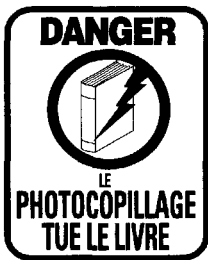


17, avenue du Hoggar
Parc d'activités de Courtabœuf, BP 112
91944 Les Ulis Cedex A, France

Illustration de couverture : Echelles de modélisation neutronique d'un réacteur à eau sous pression (document CEA / DEN / DM2S / SERMA)

Composition sous \LaTeX : \ScripTeX

ISBN : 2-86883-637-2



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 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 2003

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 trente-huit enseignements de 3^e cycle (DEA et DESS). 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 1956 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 4 000 ingénieurs que l'on retrouve aujourd'hui dans les grands groupes ou organismes du secteur nucléaire français : CEA, EDF, Framatome, Technicatome, Cogema, 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, Framatome, Technicatome, etc.) 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 de l'INSTN (réacteur Ulysse, simulateurs de REP, 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

Table des matières

AVANT-PROPOS	19
AUTEUR	21
PARTIE I • BASES DE PHYSIQUE NEUTRONIQUE	23
CHAPITRE 1 • INTRODUCTION : GÉNÉRALITÉS SUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE	25
1.1 Rapide historique	25
1.1.1 La pile de Fermi	25
1.1.2 La conclusion d'une longue histoire...	26
1.1.3 ... et le point de départ d'une formidable aventure	28
1.2 Principe d'une centrale nucléaire	30
1.3 La fission	31
1.4 Principe de la réaction en chaîne	32
1.5 Principaux modérateurs et caloporteurs ; filières de réacteurs	34
1.6 Contrôle-commande des réacteurs	36
1.7 Cycle du combustible nucléaire	37
1.8 Sécurité nucléaire et radioprotection	37
1.9 Programmes nucléaires ; perspectives	39
CHAPITRE 2 • PHYSIQUE NUCLÉAIRE À L'USAGE DU NEUTRONICIEN	43
Introduction	43
A. Structure de la matière et énergie de liaison des noyaux	44
2.1 Structure de la matière	44
2.1.1 Image classique de l'atome	44
2.1.2 Éléments et isotopes	44
2.1.3 Notation des nucléides	45
2.1.4 Noyaux stables et instables	45
2.1.5 Systématique des noyaux stables	47

2.2	Énergie de liaison des noyaux	47
2.2.1	Défaut de masse et énergie de liaison des noyaux	47
2.2.2	Unités nucléaires	48
2.2.3	Forces nucléaires	49
2.2.4	Modèle de la goutte	49
2.2.5	Nombres magiques et modèle en couches	51
2.2.6	Spin et parité	52
2.2.7	Niveaux excités des noyaux (états isomériques)	52
2.2.8	Autres modèles nucléaires	52
2.3	Principe de la libération d'énergie nucléaire	53
2.3.1	Recombinaisons nucléaires	53
2.3.2	Énergie de réaction	54
2.3.3	Principe de la fusion et de la fission	54
B.	Radioactivité	57
2.4.1	Zones d'instabilités	57
2.4.2	Principaux types de radioactivité	58
2.4.3	Loi de la radioactivité	59
2.4.4	Exemples de décroissances radioactives	61
2.4.5	Instabilité alpha	62
2.4.6	Instabilité bêta	63
2.4.7	Instabilité gamma	64
2.4.8	Filiations radioactives	64
2.4.9	Équations d'évolution par radioactivité	64
C.	Réactions nucléaires	66
2.5	Généralités sur les réactions nucléaires	66
2.5.1	Réactions spontanées et réactions induites	66
2.5.2	Exemples de réactions nucléaires	66
2.5.3	Lois de conservation	67
2.5.4	Section efficace	68
2.5.5	Section efficace macroscopique	69
2.6	Réactions par neutrons	70
2.6.1	Généralités	70
2.6.2	Diffusions et « vraies » réactions	71
2.6.3	Principales réactions induites par les neutrons dans les réacteurs	72
2.6.4	Sections efficaces partielles et additivité des sections efficaces	72
2.6.5	Allure des sections efficaces neutroniques	73
2.7	Pourquoi des résonances ?	77
2.7.1	Sections efficaces résonnantes : loi de Breit et Wigner	80
2.7.2	Sections efficaces résonnantes : aspects statistiques	84
2.7.3	Sections efficaces dans le domaine thermique	84

2.8	Sources de neutrons	85
2.8.1	Sources spontanées	86
2.8.2	Réactions induites par radioactivité	86
2.8.3	Réactions de fusion	86
2.8.4	Réactions de spallation	86
D.	Fission nucléaire	88
2.9	Fission spontanée et fission induite	88
2.9.1	Notion de barrière de fission	88
2.9.2	Seuils associés à la fission	90
2.9.3	Influence de la parité	91
2.9.4	Effets quantiques : effet « tunnel » et effet « anti-tunnel »	91
2.10	Les produits de la fission	92
2.10.1	Les neutrons	92
2.10.2	Les fragments de fission	94
2.10.3	L'énergie	96
E.	Évaluation et traitement des données nucléaires de base	98
2.11	Mesures de données de base neutroniques	98
2.11.1	Sources de neutrons	98
2.11.2	Détection des neutrons	99
2.11.3	Mesure de la section efficace totale	99
2.11.4	Mesure des sections efficaces partielles et du nombre de neutrons émis par fission	100
2.11.5	Mesures intégrales	100
2.12	Évaluation et bibliothèques de données nucléaires	100
2.13	Traitement des données nucléaires pour les codes de neutronique	101
CHAPITRE 3 • INTRODUCTION À LA NEUTRONIQUE		103
3.1	Les interactions neutron-matière	103
3.1.1	Sections efficaces (rappels)	103
3.1.2	Densité neutronique, flux neutronique, taux de réaction	104
3.1.3	Notion de flux en phase	104
3.1.4	Notion de courant	105
3.1.5	Notion d'opacité	107
3.1.6	Première approche de l'équation de Boltzmann	108
3.2	Représentation générale d'une population neutronique	109
3.2.1	Variables à introduire	109
3.2.2	Notion générale de flux neutronique	110
3.2.3	Équation de Boltzmann	110
3.2.4	Résolutions probabiliste et déterministe de l'équation de Boltzmann	112
3.3	Spectres et bilans des neutrons	113
3.3.1	Réacteurs à neutrons rapides et réacteurs à neutrons thermiques	113
3.3.2	Bilans neutroniques : « formule des quatre facteurs » et variantes	113

CHAPITRE 4 • CINÉTIQUE PONCTUELLE	117
Introduction	117
4.1 Cinétique sans neutrons retardés	117
4.1.1 Première approche	117
4.1.2 Équations d'évolution	118
4.1.3 Réactivité	119
4.2 Cinétique avec neutrons retardés	119
4.2.1 Paramètres des neutrons retardés	119
4.2.2 Aspects qualitatifs	120
4.2.3 Équations d'évolution	121
4.2.4 Équation de Nordheim	121
4.2.5 Cas des faibles réactivités	122
4.2.6 Cas des fortes réactivités	123
4.2.7 L'unité « naturelle » de réactivité : le « dollar »	124
4.2.8 Proportion effective des neutrons retardés	124
4.2.9 Modèle de cinétique rapide	125
4.2.10 Modèle de cinétique lente	125
4.3 Étude de quelques problèmes	126
4.3.1 Cinétique avec terme de source	126
4.3.2 Arrêt d'urgence	127
4.3.3 Créneau de réactivité	127
4.3.4 Rampe de réactivité	128
CHAPITRE 5 • ÉQUATION DE LA DIFFUSION	131
Introduction	131
5.1 Établissement de l'équation de la diffusion	132
5.1.1 Bilan neutronique	132
5.1.2 Évaluation du courant : « loi » de Fick	133
5.1.3 Équation de la diffusion	136
5.1.4 Condition initiale ; conditions aux limites ; conditions d'interface	136
5.1.5 Limite extérieure : distance d'extrapolation du corps noir ; surface extrapolée	137
5.1.6 Approche à partir de l'équation intégrale	138
5.1.7 Conditions de validité de l'approximation de la diffusion	138
5.1.8 Correction de transport	139
5.2 Étude de quelques problèmes	139
5.2.1 Noyaux de l'équation de la diffusion en milieu homogène et infini	139
5.2.2 Généralisation : notion de fonction de Green	142
5.2.3 Notion d'albédo	143
5.2.4 Calcul de l'albédo d'une plaque	143
5.2.5 Utilisation de l'albédo comme condition à la limite	144

5.2.6	Calcul des configurations décrites par une seule variable d'espace	144
5.2.7	Exemple de configuration où le flux se factorise	145
5.2.8	Réacteur homogène et nu : fonctions propres de l'opérateur laplacien	145
5.2.9	Problème stationnaire : calcul du flux par décomposition sur les fonctions propres de l'opérateur laplacien	147
5.2.10	Étude de la cinétique après injection d'une bouffée de neutrons	148
CHAPITRE 6 • THÉORIE À UN GROUPE – DIFFUSION		151
Introduction : qu'est-ce que la théorie à un groupe ?		151
6.1	Étude de quelques problèmes en théorie à un groupe - diffusion	152
6.1.1	Allure des solutions	152
6.1.2	Pile nue homogène et sphérique	153
6.1.3	Autres exemples de piles nues homogènes	154
6.1.4	Interprétation de la condition critique	155
6.1.5	Notion d'économie de réflecteur	156
6.1.6	Calcul de l'économie de réflecteur pour un réacteur « plaque »	157
6.1.7	Traitement des géométries décrites par une seule variable d'espace	158
6.1.8	Exemple de problème où le flux est factorisé	159
6.2	Principe des principales méthodes numériques de traitement de l'équation de la diffusion	160
6.2.1	Généralités sur les traitements numériques	160
6.2.2	Problème à source et problèmes critiques	160
6.2.3	Différences finies	161
6.2.4	Éléments finis	163
6.2.5	Méthodes nodales	166
6.2.6	Méthodes de synthèse	166
CHAPITRE 7 • RALENTISSEMENT DES NEUTRONS		169
Introduction		169
7.1	Lois du choc diffusant	170
7.1.1	Diffusions élastiques et inélastiques	170
7.1.2	Lois du choc élastique	171
7.1.3	Lois du choc élastique et isotrope	173
7.1.4	Léthargie	174
7.1.5	Évaluation du nombre de chocs nécessaires pour ralentir un neutron	175
7.1.6	Comparaison des principaux modérateurs	176
7.1.7	Lois du choc inélastique	178
7.1.8	Équation du ralentissement	179
7.1.9	Première forme de l'équation du ralentissement	179
7.1.10	Deuxième forme de l'équation du ralentissement	181

7.2	Étude de quelques problèmes	182
7.2.1	Généralités	182
7.2.2	Dégradation du spectre des neutrons par diffusions successives	183
7.2.3	Ralentissement sans absorption	184
7.2.4	Ralentissement dans l'hydrogène	186
7.2.5	Ralentissement en présence de trappes	187
7.2.6	Ralentissement en présence d'absorption faible et lentement variable	189
7.2.7	Couplage espace-énergie : théorie de l'âge	191
 CHAPITRE 8 • ABSORPTION RÉSONNANTE DES NEUTRONS (ASPECTS PHYSIQUES)		193
Introduction		193
8.1	Absorption résonnante en situation homogène...	196
8.1.1	Autoprotection en situation homogène	196
8.1.2	Interprétation de la formule du facteur antitrappe	197
8.1.3	Factorisation du flux et notion de section efficace effective	197
8.1.4	Formule pratique du facteur antitrappe en situation homogène	198
8.2	Prise en compte du ralentissement par le matériau absorbant	199
8.2.1	Équation de la structure fine du flux en situation homogène	200
8.2.2	Modèles de ralentissement pour les noyaux résonnants	201
8.3	Absorption résonnante en situation hétérogène	202
8.3.1	Équations des flux et de la structure fine en situation hétérogène	202
8.3.2	Approximations de Wigner et de Bell-Wigner ; notion d'équivalence hétérogène-homogène	205
8.3.3	Cas d'un combustible contenant un mélange	206
8.3.4	Effet Dancoff	207
8.3.5	Formule du facteur antitrappe en situation hétérogène	208
8.4	L'effet Doppler	209
8.4.1	Intérêt de l'effet Doppler	209
8.4.2	Origine de l'effet Doppler	210
8.4.3	Calcul de l'effet Doppler	211
8.5	Perspectives : les problèmes que devra résoudre (...) résonnante	213
8.5.1	L'évaluation du facteur de Bell	213
8.5.2	L'équivalence continu-multigroupe	213
8.5.3	La prise en compte de géométries plus compliquées	214
8.5.4	Les situations à plusieurs noyaux résonnants	214
8.5.5	La définition et le calcul de températures effectives	214

CHAPITRE 9 • THERMALISATION DES NEUTRONS	215
Introduction	215
9.1 Aspects qualitatifs de la thermalisation	216
9.1.1 Qu'est-ce qui différencie le domaine thermique du domaine du ralentissement?	216
9.1.2 Spectre de Maxwell	218
9.1.3 Principe de microréversibilité	218
9.1.4 Lois de diffusion	219
9.1.5 Équation de thermalisation	219
9.2 Allure et caractérisation du spectre thermique	220
9.2.1 Écart entre le spectre des neutrons thermiques et le spectre de Maxwell	220
9.2.2 Exemples	222
9.2.3 Sections efficaces moyennes	224
9.2.4 Traitement d'une situation hétérogène	225
9.3 Bilan des neutrons thermiques	225
9.3.1 Généralités	225
9.3.2 Facteur d'utilisation thermique	226
9.3.3 Facteur de reproduction	226
9.3.4 Optimum de modération	227
9.3.5 Problématique de l'utilisation du bore en solution dans le circuit primaire des réacteurs à eau sous pression	230
9.3.6 Problématique de l'utilisation du plutonium dans les réacteurs à eau sous pression	231
CHAPITRE 10 • THÉORIE MULTIGROUPE	235
Introduction	235
10.1 Principe de la théorie multigroupe	235
10.2 Mise en œuvre de la théorie multigroupe	236
10.3 Exemples de découpages multigroupes	237
10.4 Théorie diffusion-multigroupe	239
10.5 Calcul en théorie à deux groupes d'une pile cylindrique réfléchie	240
CHAPITRE 11 • EMPOISONNEMENT PAR LES PRODUITS DE FISSION	243
Introduction	243
11.1 Généralités sur les produits de fission	244
11.1.1 Équations régissant les produits de fission	244
11.1.2 Pseudo-produits de fission	245
11.1.3 Notion d'empoisonnement	247

11.2	L'effet xénon	248
11.2.1	Chaîne du xénon 135	248
11.2.2	Équations simplifiées de la chaîne du xénon 135	248
11.2.3	Démarrage, équilibre et arrêt du réacteur	249
11.2.4	Instabilités spatiales dues au xénon 135	251
11.3	L'effet samarium	252
11.3.1	Chaîne du samarium 149	252
11.3.2	Équations simplifiées de la chaîne du samarium 149	252
11.3.3	Démarrage, équilibre et arrêt du réacteur	253
 CHAPITRE 12 • ÉVOLUTION DU COMBUSTIBLE (NOYAUX LOURDS)		255
Introduction		255
12.1	Chaînes et équations d'évolution	256
12.1.1	Chaînes d'évolution	256
12.1.2	Équations d'évolution	259
12.1.3	Fluence neutronique	260
12.1.4	Variation des sections efficaces	261
12.1.5	Combustion massique et taux de combustion	262
12.1.6	Exemple de bilan des noyaux lourds (réacteur à eau sous pression)	263
12.2	Évolution du facteur de multiplication	265
12.2.1	Évolution du facteur de multiplication infini	265
12.2.2	Gestion d'un cœur en fréquence multiple	266
12.2.3	Autres problèmes de gestion de cœur (réacteurs à eau sous pression)	268
12.3	Conversion et recyclage de matières	270
12.3.1	Noyaux fissiles, fertiles et stériles	270
12.3.2	Facteur de conversion ; gain de régénération	271
12.3.3	Recyclage du plutonium	273
12.3.4	Cycle thorium-uranium 233	275
12.3.5	Incinération en réacteurs de déchets nucléaires	275
 CHAPITRE 13 • EFFETS DE TEMPÉRATURE		277
Introduction		277
13.1	Boucle des contre-réactions	277
13.2	Définition des coefficients de température	278
13.3	Effets physiques contribuant aux coefficients de température	279
13.4	Effets de température sur la réactivité dans les réacteurs à eau sous pression	281
13.5	Aperçu sur les effets de contre-réaction dans les réacteurs à eau sous pression	283
13.6	Effets de température dans les autres réacteurs	287

PARTIE II • ÉLÉMENTS SUR LES CALCULS DE NEUTRONIQUE	289
CHAPITRE 14 • ÉQUATION DE BOLTZMANN	291
Introduction	291
14.1 Les deux formes de l'équation de Boltzmann	292
14.1.1 Densité entrante, densité sortante et flux neutronique	292
14.1.2 Opérateur de collision	293
14.1.3 Opérateur de transport (forme intégrale)	293
14.1.4 Opérateur de transport (forme différentielle)	294
14.1.5 Équivalence entre les deux formes de l'opérateur de transport	296
14.1.6 Les deux approches déterministes de l'équation de Boltzmann	296
14.1.7 Approche probabiliste de l'équation de Boltzmann	297
14.2 Traitement de l'opérateur de collision	297
14.3 Traitement de l'opérateur de transport sous sa forme intégrale	298
14.3.1 Hypothèse du choc isotrope	298
14.3.2 Correction de transport	300
14.3.3 Probabilités de première collision	301
14.3.4 Relations de réciprocity et de complémentarité entre les probabilités de première collision	303
14.3.5 Probabilités faisant intervenir une surface	303
14.3.6 Relations de réciprocity et de complémentarité entre les probabilités faisant intervenir une surface	304
14.3.7 Allure des probabilités de premier choc pour un corps convexe homogène	305
14.3.8 Calcul des probabilités de collision en géométrie x et en géométrie $x - y$	305
14.3.9 Calcul des probabilités dans un réseau infini de cellules identiques	307
14.3.10 Cylindrisation des cellules	310
14.3.11 Principe des calculs en géométries « multicellules »	311
14.4 Traitement de l'opérateur de transport sous sa forme différentielle	314
14.4.1 Traitement de l'opérateur de diffusion	314
14.4.2 Méthode des harmoniques sphériques	315
14.4.3 Approximation de la diffusion et correction de transport	318
14.4.4 Méthode des harmoniques sphériques simplifiées	319
14.4.5 Méthode des ordonnées discrètes	320
14.4.6 Effets de raies	321
14.4.7 Traitements de la variable d'espace	322
14.5 Notion de mode fondamental	326
14.5.1 Pourquoi s'intéresser au mode fondamental?	326
14.5.2 Quelques solutions analytiques de l'équation de Boltzmann en théorie monocinétique	326
14.5.3 Notion de mode fondamental dans un milieu homogène, en théorie monocinétique	329

14.5.4	Interprétation physique du mode fondamental	331
14.5.5	Existence et calcul du coefficient de fuite	332
14.5.6	Bilan en mode fondamental	334
14.5.7	Généralisation au cas à spectre	335
14.5.8	Notion de mode fondamental dans un réseau régulier	337
14.6	Utilisation des techniques de Monte-Carlo en neutronique	338
14.6.1	Principe général de la méthode de Monte-Carlo	338
14.6.2	Simulations analogues et simulations non analogues	338
14.6.3	Aperçu sur les problèmes d'échantillonnage	340
14.6.4	Simulations analogues du cheminement d'un neutron	342
14.6.5	Estimation du facteur de multiplication	343
14.6.6	Simulations semi-analogues du cheminement des neutrons	344
 CHAPITRE 15 • THÉORIE DE L'ABSORPTION RÉSONNANTE DES NEUTRONS		347
Introduction		347
15.1	Échelles en énergie des différents problèmes de neutronique	347
15.2	L'équivalence hétérogène-homogène : choix du facteur de Bell	348
15.2.1	Principe des pré-tabulations (rappel)	348
15.2.2	Principe de l'équivalence hétérogène-homogène	349
15.2.3	Définition du problème simplifié	349
15.2.4	Mise en œuvre avec le modèle « résonance étroite »	350
15.2.5	Mise en œuvre avec le modèle « résonance large »	350
15.2.6	Examen de la largeur des résonances : l'exemple de l'uranium 238	351
15.2.7	Équivalence macrogroupe par macrogroupe	351
15.3	L'équivalence continu-multigroupe	352
15.3.1	Pourquoi calculer le flux réel et non le flux macroscopique?	352
15.3.2	Principe de l'équivalence continu-multigroupe	352
15.4	Le traitement « un par un » des situations à plusieurs noyaux résonnants	354
15.4.1	Nécessité de traiter des situations à plusieurs noyaux résonnants	354
15.4.2	Principe du traitement « un par un »	355
15.5	Les extensions de la théorie Livolant-Jeanpierre	355
15.5.1	Prise en compte de la capture éventuelle du modérateur	355
15.5.2	Autoprotection dans le domaine thermique	356
15.5.3	Autres modèles de ralentissement	356
15.5.4	Traitement des géométries à plusieurs zones modératrices	357
15.5.5	Traitement des situations à plusieurs zones résonnantes	358
15.5.6	Traitement du cas général	359
15.5.7	Le problème des interférences entre résonances	360

15.6	La méthode des tables de probabilité	361
15.6.1	Introduction	361
15.6.2	Principe d'une table de probabilité	361
15.6.3	Table des sections efficaces partielles	363
15.6.4	Traitement des mélanges	364
15.6.5	Conclusion	365
15.7	Le traitement de l'effet Doppler	365
15.7.1	Calcul de l'élargissement Doppler des résonances	366
15.7.2	Prise en compte des gradients de température	366
15.8	Perspectives	367
15.8.1	La validation des calculs d'autoprotection	367
15.8.2	Quelques problèmes encore en suspens	368
CHAPITRE 16 • THÉORIE DES PERTURBATIONS		369
	Introduction	369
16.1	Notion de flux adjoint	370
16.1.1	Importance neutronique	370
16.1.2	Définition mathématique du flux adjoint	370
16.1.3	Exemples	371
16.1.4	Définition physique du flux adjoint	372
16.2	Formules des perturbations	372
16.2.1	Réacteur critique associé	372
16.2.2	Formule exacte des perturbations	373
16.2.3	Formule au premier ordre des perturbations	374
16.3	Exemples d'applications	375
16.3.1	Équivalent plutonium 239	375
16.3.2	Efficacités différentielle et intégrale d'une barre de commande	376
16.3.3	Erreurs dues aux incertitudes nucléaires et technologiques	378
16.4	Théorie généralisée des perturbations	380
CHAPITRE 17 • APERÇU GÉNÉRAL SUR LE « SCHÉMA DE CALCUL »		381
	Introduction	381
17.1	Données nucléaires	382
17.2	Les tabulations pour le traitement de l'autoprotection des résonances	382
17.3	Les calculs d'assemblage	383
17.4	Le calcul du réflecteur	387
17.5	Le calcul de cœur	387
17.6	Le problème de l'homogénéisation et de la condensation	390
17.7	L'équivalence transport-diffusion	391
17.8	Généralisation : la notion d'équivalence en neutronique	392

17.9	Prise en compte de l'évolution et des contre-réactions	393
17.10	Prise en compte de la cinétique rapide	394
17.11	Récapitulation des principales approximations du schéma de calcul	395
17.12	Validation des schémas de calcul	397
17.13	Qualification des schémas de calcul	398
17.14	Recherches de tendances	398
17.15	Conclusions	403
CHAPITRE 18 • APERÇU SUR LES PROBLÈMES DE CONCEPTION DES CŒURS		405
Introduction		405
18.1	Éléments généraux de conception des cœurs	405
18.1.1	Objectif du réacteur	406
18.1.2	Choix d'une filière	406
18.1.3	Éléments pour le dimensionnement du réseau	406
18.1.4	Éléments pour le choix de la dimension du cœur et pour le choix du réflecteur	408
18.2	Généralités sur le pilotage et la gestion des cœurs	410
18.2.1	Notions sur le pilotage	410
18.2.2	Bilan de réactivité	413
18.2.3	Gestion d'un cœur	414
18.2.4	Recyclage du plutonium	414
18.3	Perspectives de l'énergie nucléaire	418
18.3.1	Éléments de stratégie	418
18.3.2	Utilisation du combustible nucléaire	418
18.3.3	Multirecyclage du plutonium dans les réacteurs	420
18.3.4	Étude des filières de la prochaine génération	423
18.3.5	Les réacteurs hybrides	424
18.3.6	La problématique de la gestion des déchets	430
18.3.7	Nucléaire et développement durable	434
ANNEXES		437
ANNEXE A • BIBLIOGRAPHIE COMMENTÉE		439
A.1	Introduction à l'énergie nucléaire et contexte	440
A.1.1	Généralités	440
A.1.2	Aspects historiques	441
A.1.3	Risques, sûreté et accidents	441
A.1.4	Communication	441

- magique [Nombre —] : **51**
- Markov (Andreï Andreïevitch) : 342
- markovien [Processus —] : **342**
- masse
- Centre de — : **171**
 - Défaut de — : **47**
 - Nombre de — : **45**
 - Unité de — atomique : **48**
- Matière
- fertile : **257, 271**
 - fissile : **270**
 - stérile : **271**
 - Laplacien — : 335, 337, 399
 - Structure de la — : 44
- Matrice de dilution : 359
- maximum [Principe du — de vraisemblance] : 401
- Maxwell [Spectre de —] : **93, 211, 218**
- Meitner (Lise) : 27
- Mendeleïev
- Dmitri Ivanovitch — : 27
 - Table de — : 462
- Mesure
- différentielle : **98, 399**
 - intégrale : **100, 399**
 - par temps de vol : **98**
 - par transmission : **99**
- Méthode
- de Monte-Carlo : 297, **338**
 - de synthèse : **166**
 - des caractéristiques : **325**
 - des harmoniques sphériques : **315**
 - des harmoniques sphériques simplifiées : **319**
 - des moindres carrés : 401
 - des ordonnées discrètes : **320**
 - des sous-groupes : 361, 363
 - des sous-structures : **313**
 - des tables de probabilité : **361**
 - directe : 359
 - du rejet : **341**
 - nodale : **166, 324**
- microréversibilité [Principe de —] : **218**
- microscopique [Section efficace —] : **68**
- Migration : 131
- Aire de — : **152, 300, 337, 408**
- Milne [Problème de —] : 137
- MIX [Concept —] : **420**
- Mode fondamental : **146, 326, 329, 337, 384, 473**
- Modèle
- de cinétique lente : **125**
 - de cinétique rapide : **125**
 - de la goutte : **49**
 - de ralentissement : 201, 356
 - de thermalisation : 225
 - du noyau composé : **71**
 - en couches : 51
 - résonance étroite : **201, 350**
 - résonance intermédiaire : 357
 - résonance large : **202, 350**
 - statistique : 357
 - toute résonance : 357
- Modélisation : 381
- Modérateur : **34, 176, 196, 406**
- modérateur [Pouvoir —] : **177**
- modération
- Optimum de — : **227**
 - Rapport de — : **226**
- moindres [Méthode des — carrés] : 401
- Moment : 363, 477
- Monte-Carlo [Méthode de —] : 297, **338**
- MOX [Assemblage —] : 384
- moyenne [Section efficace —] : **224**
- multicellule
- Formalisme — : 311
 - Géométrie — : **311**
 - Représentation — : 385
- multigroupe
- Approximation — : 235, **237**
 - Découpage — : 237
 - Flux — : **236**
 - Section efficace — : **236, 353**
 - Théorie — : **235**
- multiplication
- évolution du facteur de — : 265
 - Facteur de — effectif : **155, 342, 369, 373**
 - Facteur de — infini : **114, 152, 337**
- Multirecyclage du plutonium : 480
- N —
- négative [Résonance —] : **80**
- Neutrino : 59
- Neutron(s) : **45**
- par kilobarn : **261**
 - prompt : **92, 119**
 - retardé : **94, 119**

Réaction par — : 70
 Consommation de — : **433**
 Expérience de — pulsés : **148**
 Proportion des — retardés : 120
 Proportion effective des — retardés : 124
 Réacteur à — rapides : **34**, 113, 288
 Réacteur à — thermiques : **34**, 113
 Source de — : 66, 85, 410
 Neutronique : **43**
 Bruit — : 399
 Newton-Cotes [Formule de —] : 505
 Niveau
 excité : **52**
 fondamental : **52**
 nodale [Méthode —] : **166**, **324**
 noir
 Corps — : **137**
 Distance d'extrapolation du corps — : **137**
 noire [Trappe —] : 187
 Nombre
 de chocs pour ralentir un neutron : 175
 de masse : **45**
 de secondaires par choc : **328**
 magique : **51**
 nominale [Condition —] : 394
 non-fuite [Probabilité de —] : **155**
 Nordheim [équation de —] : **121**
 Noyau : **44**
 de l'équation de la diffusion : **139**
 d'un opérateur : **471**
 instable : **45**
 stable : **45**
 Modèle du — composé : **71**
 nu [Réacteur homogène et —] : 145, 153,
 331
 nucléaire(s)
 Centrale — : 30
 Cycle du combustible — : **37**
 Donnée — : 98, 382, 463
 énergie — : 418
 Force — : **32**, 49
 Réaction — : **66**
 Bibliothèque de données — : 100
 évaluation des données — : **98**
 Nucléide : **45**
 Nucléon : **45**
 nue [Pile — et homogène] : 153, 154, 331
 Numéro atomique : **45**

— O —

oiseau [Distance parcourue à vol d'—] :
 141, 300
 Oklo [Phénomène d'—] : **41**
 Opacité : **107**, 305
 Opérateur : **370**
 adjoint : **370**, **472**
 de collision : **43**, **110**, 292, **293**, 297
 de convolution : **474**
 de diffusion : **111**, 314
 de Peierls : **299**, 306, **497**
 de production : **111**, 373
 de ralentissement : 200
 de transport : **43**, **110**, **111**, 292, **293**,
294, 298, 314
 d'advection : **296**, 317, 324, **496**
 intégral : **471**
 invariant par rotation : 315, **480**, 484
 invariant par translation : **473**, 478
 laplacien : 136, 481, **485**
 linéaire : **370**, **471**
 Fonction propre de l'— laplacien : **145**,
 481, 485
 Noyau d'un — : **471**
 Oppenheimer (Robert) : 28
 Optimum de modération : **227**
 optique [Parcours —] : 111, **294**
 Or 197 : 73
 ordonnées [Méthode des — discrètes] : **320**
 Ordre d'exactitude : **502**
 Oscillation : 399
 Ostrogradsky [Théorème d'—] : 295

— P —

Paramètres de résonance : **82**
 Parc électronucléaire : 29
 Parcours
 des fragments de fission : 243
 optique : 111, **294**
 Libre — moyen : **69**
 Parité : 52
 peau [Effet de —] : 358
 Peierls [Opérateur de —] : **299**, 306, **497**
 Période
 de transmutation : **434**
 radioactive : **60**
 Perrin (Francis) : 27