

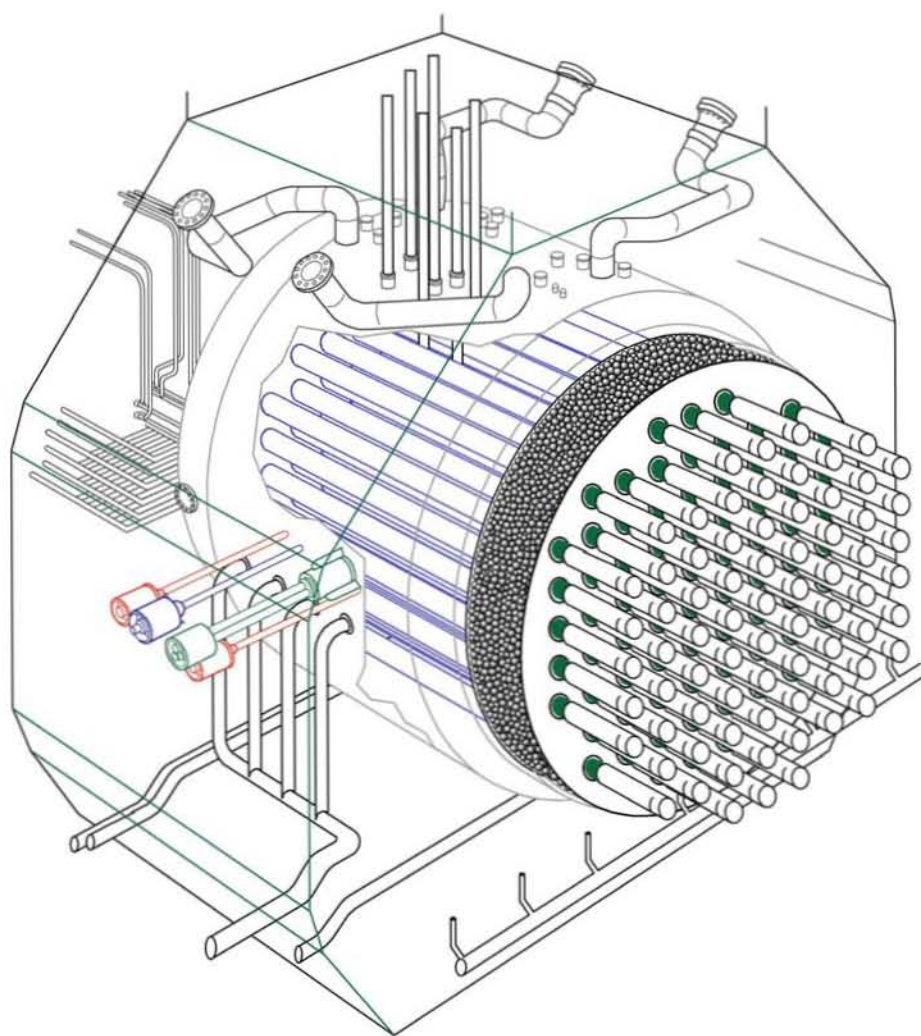


Table des matières

1	OBJECTIFS	1
1.1	APERÇU DU COURS	1
1.2	STRUCTURE DE L'ATOME	1
1.3	RADIOACTIVITE — PHENOMENES NUCLEAIRES SPONTANES ...	1
1.4	STABILITE ET INSTABILITE NUCLEAIRES	2
1.5	ACTIVITE ET PERIODE	2
1.6	LES NEUTRONS ET LEURS INTERACTIONS	2
1.7	LA FISSION	2
1.8	COMBUSTIBLE, MODERATEUR ET GESTION DU REACTEUR	3
1.9	SURETE NUCLEAIRE	3
1.10	REACTEURS DE PUISSANCE	4
1.11	CONSTRUCTION D'UN REACTEUR CANDU	4
1.12	MODERATEUR ET CIRCUIT DU MODERATEUR	4
1.13	CIRCUIT DE GAZ DE COUVERTURE ET CIRCUITS AUXILIAIRES DU MODERATEUR	5
1.14	CIRCUIT CALOPORTEUR (CC)	6
1.15	SYSTEMES AUXILIAIRES DU CIRCUIT CALOPORTEUR	7
1.16	LE COMBUSTIBLE CANDU	8
1.17	CYCLE DE VIE DES NEUTRONS	9
1.18	CRITICITE ET MULTIPLICATION DES NEUTRONS	9
1.19	CHANGEMENTS DANS LA PUISSANCE DU REACTEUR AU FIL DU TEMPS	9
1.20	UN PRODUIT DE FISSION AGISSANT COMME POISON : LE XENON 9	
1.21	EFFETS DES CHANGEMENTS DE TEMPERATURE SUR LA REACTIVITE	10
1.22	CONTROLE DU FLUX DE NEUTRONS	10
1.23	MECANISMES DE CONTROLE DE LA REACTIVITE	10
1.24	INJECTION D'URGENCE DE CALOPORTEUR ET CONFINEMENT	11
1.25	LES ELEMENTS NON NUCLEAIRES DE LA CENTRALE	12
1.26	AUTRES GRANDS SYSTEMES	13
2	STRUCTURE DE L'ATOME	15
2.1	PARTICULES FONDAMENTALES	15
2.1.1	<i>Le proton</i>	15
2.1.2	<i>Le neutron</i>	15
2.1.3	<i>L'électron</i>	16
2.2	STRUCTURE ATOMIQUE	16
2.3	NOTATION ATOMIQUE	16
2.4	ISOTOPES	17

2.5	NOTIONS PRINCIPALES	18
2.6	EXERCICES	20
3	RADIOACTIVITE — PHENOMENES NUCLEAIRES	
SPONTANES	21	
3.1	TYPES D'EMISSION	21
3.1.1	<i>Émission d'une particule alpha</i>	21
3.1.2	<i>Émission d'une particule bêta</i>	22
3.1.3	<i>Émissions d'un rayon gamma</i>	22
3.2	INTERACTION DU RAYONNEMENT AVEC LA MATIERE	24
3.2.1	<i>Interactions des particules alpha</i>	24
3.2.2	<i>Interactions des particules bêta</i>	25
3.2.3	<i>Interaction des rayons gamma avec les atomes</i>	25
FIGURE 3.3	27	
EFFET COMPTON	27	
3.3	IONISATION DIRECTE ET INDIRECTE	28
3.4	BLINDAGE	28
3.5	NOTIONS PRINCIPALES	29
3.6	EXERCICES	31
4	STABILITE ET INSTABILITE NUCLEAIRES	32
4.1	LES NOYAUX RICHES EN NEUTRONS	34
4.2	TRANSFORMATION DES NUCLEONS	35
4.3	LES NOYAUX PAUVRES EN NEUTRONS	35
4.4	NOYAUX LOURDS	36
4.5	NOTIONS PRINCIPALES	36
4.6	EXERCICES	38
5	ACTIVITE ET PERIODE	39
5.1	LOI DE LA DESINTEGRATION RADIOACTIVE	39
5.2	LA PERIODE RADIOACTIVE	40
5.3	ÉTENDUE DES PERIODES	43
5.4	NOTIONS PRINCIPALES	44
5.5	EXERCICES	45
6	LES NEUTRONS ET LEURS INTERACTIONS	47
6.1	PRODUCTION DE NEUTRONS	47
6.1.1	<i>Le photoneutron</i>	47
6.2	INTERACTIONS NEUTRONIQUES	47
6.3	DIFFUSION ELASTIQUE — (N, N)	48
6.4	DIFFUSION INELASTIQUE — (N, N γ)	48
6.5	TRANSMUTATION — (N, P), (N, α)	49
6.5.1	<i>Réaction neutron-proton (n, p)</i>	49
6.5.2	<i>Réaction neutron-alpha (n, α)</i>	50
6.6	CAPTURE RADIATIVE — (N, γ)	50

6.7	FISSION	51
6.8	NOTIONS PRINCIPALES	52
6.9	EXERCICES	53
7	LA FISSION	55
7.1	ÉNERGIE LIBEREE PAR LA FISSION	55
7.2	FRAGMENTS DE LA FISSION	58
7.3	LA REACTION EN CHAÎNE	59
7.4	NEUTRONS	60
7.4.1	<i>Neutrons instantanés et retardés</i>	<i>60</i>
7.4.2	<i>Énergie des neutrons.....</i>	<i>61</i>
7.4.3	<i>Le flux neutronique</i>	<i>61</i>
7.5	SECTION EFFICACE DES NEUTRONS	62
7.5.1	<i>Effet de la composition.....</i>	<i>63</i>
7.5.2	<i>Effet de l'énergie des neutrons</i>	<i>64</i>
7.6	NOTIONS PRINCIPALES	65
7.7	EXERCICES	66
8	COMBUSTIBLE, MODERATEUR ET GESTION DU REACTEUR.....	67
8.1	LE MODERATEUR	67
8.2	COMBUSTIBLE FRAIS ET CHARGEMENT A L'EQUILIBRE.....	69
8.3	ARCHITECTURE DU REACTEUR	70
8.4	NOTIONS PRINCIPALES	72
8.5	EXERCICES	73
9	SURETE NUCLEAIRE.....	75
9.1	INTRODUCTION	75
9.2	UNITES DE L'EXPOSITION AU RAYONNEMENT	75
9.3	RAYONNEMENT	76
9.4	SURETE CLASSIQUE	79
9.5	ALARA – LA REDUCTION DES DANGERS	79
9.6	AUTO-VERIFICATION.....	80
9.7	SURETE DU REACTEUR	80
9.8	DEFENSE EN PROFONDEUR	80
9.8.1	<i>Systèmes de procédé fiables.....</i>	<i>81</i>
9.8.2	<i>Systèmes de sûreté fiables.....</i>	<i>82</i>
9.8.3	<i>Barrières multiples.....</i>	<i>82</i>
9.8.4	<i>Personnel d'exploitation et d'entretien compétent.....</i>	<i>83</i>
9.8.5	<i>Détection et correction des défaillances.....</i>	<i>83</i>
9.9	NOTIONS DE FIABILITE FONDAMENTALES	84
9.9.1	<i>Définitions.....</i>	<i>84</i>
9.9.2	<i>Concepts.....</i>	<i>85</i>
9.10	DOCUMENTATION	87
9.11	ÉMISSIONS RADIOACTIVES DES CENTRALES NUCLEAIRES	89

9.12	ROLE DES TITULAIRES DE POSTE AUTORISE DANS LES CENTRALES NUCLEAIRES.....	89
9.13	EXERCICES.....	92
10	REACTEURS DE PUISSANCE.....	94
10.1	QU'EST-CE QU'UNE CENTRALE NUCLEAIRE?	95
10.2	DANGERS	95
10.3	NOTIONS PRINCIPALES	96
10.4	COMPARAISON DES METHODES DE PRODUCTION D'ELECTRICITE	96
10.4.1	<i>Les différentes options</i>	96
10.4.2	<i>Aspects économiques</i>	97
10.4.3	<i>Effets sur le milieu</i>	99
10.5	NOTIONS PRINCIPALES	101
10.6	LE « FLUX » D'ENERGIE	102
10.7	NOTIONS PRINCIPALES	105
10.8	EXERCICES	107
11	STRUCTURE D'UN REACTEUR	109
11.1	INTRODUCTION	110
11.2	COMPOSANTS CLES DU CANDU	110
11.2.1	<i>Combustible</i>	111
11.2.2	<i>Caloporteur</i>	112
11.2.3	<i>Modérateur</i>	112
11.3	STRUCTURE DU CŒUR DU REACTEUR	113
11.4	NOTIONS PRINCIPALES	117
11.5	AVANTAGES ET INCONVENIENTS.....	119
11.5.1	<i>Chargement de combustible en marche</i>	119
11.5.2	<i>Souplesse de la surveillance et de la commande de réacteur</i>	119
	DES CANAUX INDIVIDUELS PEUVENT ETRE SURVEILLES POUR DETERMINER LA TEMPERATURE ET LES NIVEAUX DE RAYONNEMENT.	120
11.6	NOTIONS PRINCIPALES	120
11.7	BLINDAGE.....	121
11.7.1	<i>Boucliers d'extrémité</i>	121
11.7.2	<i>Face du réacteur</i>	122
11.7.3	<i>Blindage radial</i>	122
11.8	NOTIONS PRINCIPALES	126
11.9	EXERCICES.....	127
12	MODERATEUR ET CIRCUIT DU MODERATEUR ...	129
12.1	INTRODUCTION	129
12.2	TENEUR ISOTOPIQUE DU D ₂ O.....	129
12.3	NOTIONS PRINCIPALES	130

12.4	DANGERS D'IRRADIATION	131
12.5	NOTIONS PRINCIPALES	133
12.6	CIRCUIT PRINCIPAL DU MODERATEUR	134
12.6.1	<i>Sources chaudes du modérateur</i>	134
12.7	CIRCUIT DU MODERATEUR	136
12.8	NOTIONS PRINCIPALES	137
12.9	EXERCICES	139
13	CIRCUITS AUXILIAIRES DU MODERATEUR	140
13.1	INTRODUCTION	140
13.2	NOTIONS PRINCIPALES	141
13.3	CIRCUIT DU GAZ DE COUVERTURE DU MODERATEUR	142
13.3.1	<i>Objectifs</i>	142
13.3.2	<i>Description</i>	144
13.3.3	<i>Système de recombinaison</i>	144
13.4	NOTIONS PRINCIPALES	147
13.5	CIRCUIT D'EPURATION DU MODERATEUR	148
13.5.1	<i>Objectif</i>	148
13.5.2	<i>Description</i>	148
13.6	NOTIONS PRINCIPALES	149
13.7	AUTRES AUXILIAIRES DU MODERATEUR	149
13.7.1	<i>Système d'addition de poison liquide au modérateur</i>	149
13.7.2	<i>Circuit de collecte du D₂O (modérateur)</i>	151
13.7.3	<i>Systèmes de refroidissement auxiliaires</i>	151
13.7.4	<i>Refroidissement des barres du mécanisme de contrôle de la réactivité</i>	151
13.7.5	<i>Calandre, orifice de drainage et mécanisme de refroidissement par aspersion du réservoir de drainage (Pickering-A seulement)</i>	152
13.8	NOTIONS PRINCIPALES	152
13.9	EXERCICES	153
14	CIRCUIT CALOPORTEUR (CC)	155
14.1	INTRODUCTION	155
14.2	NOTIONS PRINCIPALES	156
14.3	CIRCUIT CALOPORTEUR PRINCIPAL	156
14.4	NOTIONS PRINCIPALES	160
14.5	AUTRES CARACTERISTIQUES DU CIRCUIT CC	160
14.6	NOTIONS PRINCIPALES	163
14.7	EXERCICES	164
15	SYSTEMES AUXILIAIRES DU CIRCUIT CALOPORTEUR	166
15.1	INTRODUCTION	166
15.2	NOTIONS PRINCIPALES	167

15.3	CONTROLE DE LA PRESSION ET DE L'INVENTAIRE	167
15.3.1	<i>Contrôle de la pression utilisant un pressuriseur</i>	168
15.3.2	<i>Contrôle de l'inventaire à l'aide d'un pressuriseur</i>	169
15.3.3	<i>Exploitation avec un pressuriseur isolé.....</i>	170
15.3.4	<i>Exploitation sans pressuriseur.....</i>	170
15.4	NOTIONS PRINCIPALES	171
15.5	AUTRES PIECES D'EQUIPEMENT DANS LE SYSTEME DE CONTROLE DE LA PRESSION ET DE L'INVENTAIRE	172
15.6	SYSTEME DE PROTECTION CONTRE LA SURPRESSION	173
15.7	NOTIONS PRINCIPALES	173
15.8	AUTRES AUXILIAIRES DU CC	174
15.8.1	<i>Circuit d'épuration</i>	174
15.9	NOTIONS PRINCIPALES	175
15.9.1	<i>Joint d'étanchéité de pompe du CC.....</i>	176
15.10	NOTIONS PRINCIPALES	177
15.10.1	<i>Circuit de collecte du D₂O du circuit caloporteur</i>	177
15.11	NOTIONS PRINCIPALES	179
15.11.1	<i>Système de récupération d'eau lourde du circuit caloporteur.....</i>	180
15.12	NOTIONS PRINCIPALES	181
15.13	APPROVISIONNEMENT EN D ₂ O DE LA MACHINE DE CHARGEMENT DU COMBUSTIBLE	181
15.14	NOTIONS PRINCIPALES	181
15.15	EXERCICES.....	182
16	LE COMBUSTIBLE CANDU.....	183
16.1	INTRODUCTION	183
16.2	NOTIONS PRINCIPALES	185
16.3	MATERIAU ET FABRICATION	186
16.3.1	<i>La matière fissile.....</i>	186
16.3.2	<i>Le matériau de la gaine</i>	189
16.4	NOTIONS PRINCIPALES	190
16.5	MANUTENTION DU COMBUSTIBLE.....	191
16.5.1	<i>Manipulation du combustible frais</i>	191
16.5.2	<i>L'alimentation.....</i>	193
16.5.3	<i>Manutention du combustible irradié.....</i>	194
16.6	COMBUSTIBLE APPAUVRI ET APLANISSEMENT DU FLUX NEUTRONIQUE.....	195
16.7	NOTIONS PRINCIPALES	196
16.8	EXERCICES.....	198
17	CYCLE DE VIE DES NEUTRONS.....	199
17.1	FISSION RAPIDE.....	200
17.2	CAPTURE PAR RESONANCE	200

17.3	ABSORPTION PARASITE	200
17.4	FUITE	201
17.5	TAILLE ET FORME.....	201
17.6	REFLECTEURS	202
17.7	CYCLE GLOBAL	203
17.8	EXERCICES	203
18	CRITICITE ET MULTIPLICATION DE NEUTRONS	205
18.1	CONTROLE DE LA REACTIVITE.....	207
18.2	AJUSTEMENT DE LA QUANTITE DE MATIERE FISSILE.....	209
18.3	AJUSTEMENT DE LA QUANTITE D'ABSORBEUR	209
18.4	AJUSTEMENT DES FUITES DE NEUTRON	211
18.5	EXERCICES	212
19	CHANGEMENTS DANS LA PUISSANCE DU REACTEUR AU FIL DU TEMPS	213
19.1	EFFET DE LA DUREE DE VIE DES NEUTRONS SUR LES CHANGEMENTS DANS LA PUISSANCE DU REACTEUR	213
19.2	PERIODE DU REACTEUR.....	214
19.3	EFFET DES NEUTRONS RETARDES SUR LE CHANGEMENT DE PUISSANCE	215
19.4	EFFET DES NEUTRONS INSTANTANES CONSIDERES SEULS, ET CRITICITE INSTANTANEE	215
19.5	PUISSANCE DANS LE REACTEUR SOUS-CRITIQUE	218
19.6	EXERCICES	221
20	UN PRODUIT DE FISSION AGISSANT COMME POISON : LE XENON	223
20.1	PRODUCTION DE XENON	223
20.2	PERTE DE XENON	223
20.3	CHARGE DE XENON A L'EQUILIBRE	224
20.4	TRANSITOIRES DU XENON	225
20.5	ÉVITEMENT ET DEPASSEMENT DE L'EMPOISONNEMENT	227
20.6	AUTRES EFFETS.....	229
20.7	EXERCICES	230
21	EFFETS DES CHANGEMENTS DE TEMPERATURE SUR LA REACTIVITE.....	232
21.1	EXPERIENCE DU NRX ET RETROACTION NEGATIVE	232
21.2	COEFFICIENTS DE TEMPERATURE	234
21.2.1	<i>Coefficient de réactivité de la température du combustible</i>	<i>234</i>
21.2.2	<i>Coefficient de puissance</i>	<i>237</i>
21.2.3	<i>Réactivité cavitaire</i>	<i>237</i>
21.3	NOTIONS PRINCIPALES	238

21.4	EXERCICES	239
22	CONTROLE DU FLUX DE NEUTRON	241
22.1	REFLECTEURS	242
22.2	CHARGEMENT DE COMBUSTIBLE BIDIRECTIONNEL	242
22.3	BARRES DE COMPENSATION	243
22.4	CHARGEMENT DE COMBUSTIBLE DIFFERENTIEL	244
22.5	OSCILLATIONS DU FLUX	245
22.6	NOTIONS PRINCIPALES	247
22.7	EXERCICES	248
23	MECANISMES DE CONTROLE DE LA REACTIVITE	
	249	
23.1	NOTIONS PRINCIPALES	251
23.2	MECANISMES DE CONTROLE DE LA REACTIVITE	251
23.2.1	<i>Contrôle fin de la réactivité</i>	<i>251</i>
23.2.2	<i>Contrôle grossier de la réactivité</i>	<i>252</i>
23.2.3	<i>Réglages manuels et automatiques de la réactivité ..</i>	<i>256</i>
23.2.4	<i>Systèmes d'arrêt automatique</i>	<i>256</i>
23.3	PRINCIPES DE FONCTIONNEMENT DU MECANISME DE	
	CONTROLE DE LA REACTIVITE	260
23.4	NOTIONS PRINCIPALES	261
23.5	SYSTEME D'ARRET DEUX-SUR-TROIS	262
23.6	NOTIONS PRINCIPALES	265
23.7	EXERCICES	267
24	INJECTION D'URGENCE DE CALOPORTEUR ET	
	CONFINEMENT	268
24.1	INTRODUCTION	268
24.2	NOTIONS PRINCIPALES	270
24.3	INJECTION DE CALOPORTEUR D'URGENCE	273
24.3.1	<i>APRP dû à une petite brèche</i>	<i>273</i>
24.3.2	<i>L'APRP grave</i>	<i>274</i>
24.4	NOTIONS PRINCIPALES	275
24.5	CONFINEMENT	278
24.5.1	<i>Confinement à pression négative</i>	<i>280</i>
24.6	CONFINEMENT A SUPPRESSION DE PRESSION	283
24.7	NOTIONS PRINCIPALES	283
24.8	EXERCICES	284
25	LES PARTIES NON NUCLEAIRES DE LA CENTRALE	
	286	
25.1	INTRODUCTION	286
25.2	LE GENERATEUR DE VAPEUR (LA « CHAUDIERE »)	286
25.3	LE CYCLE VAPEUR-EAU D'ALIMENTATION	289

25.3.1	<i>Le circuit de vapeur</i>	289
25.4	LA TURBINE A VAPEUR	291
25.5	LE CONDENSEUR	297
25.6	LE CIRCUIT D'ALIMENTATION DU GENERATEUR DE VAPEUR 298	
25.6.1	<i>Circuit de réchauffement à basse pression</i>	299
25.6.2	<i>Dégazeur et cuve de stockage</i>	300
25.6.3	<i>Circuit de réchauffement à haute pression</i>	301
25.7	SYSTEME DE LUBRIFICATION	302
25.8	LE VIREUR	302
25.9	REGULATION CHIMIQUE DE LA QUALITE DE L'EAU	302
25.10	RISQUES INDUSTRIELS « CLASSIQUES » ET DUS A LA RADIOACTIVITE	303
25.10.1	<i>Énergie chimique</i>	303
25.10.2	<i>Énergie thermique</i>	304
25.10.3	<i>Énergie électrique</i>	304
25.10.4	<i>Énergie mécanique</i>	304
25.10.5	<i>Énergie sonore</i>	304
25.10.6	<i>Énergie contenue dans les liquides sous pression</i>	304
25.10.7	<i>Énergie du rayonnement</i>	305
26	AUTRES GRANDS SYSTEMES	308
26.1	LE GENERATEUR-ALTERNATEUR	308
26.1.1	<i>Conversion d'énergie dans l'alternateur</i>	308
26.1.2	<i>Refroidissement du générateur-alternateur</i>	309
26.2	CIRCUITS ELECTRIQUES	310
26.2.1	<i>Éléments principaux</i>	310
26.2.2	<i>Priorités d'alimentation</i>	311
26.2.3	<i>Alimentation électrique d'urgence</i>	314
26.3	RESEAU D'ALIMENTATION EN EAU ET SYSTEMES D'AIR	315
26.3.1	<i>Circuits d'eau légère</i>	315
26.3.2	<i>Traitement de l'eau</i>	315
26.3.3	<i>L'eau de refroidissement du condenseur</i>	316
26.3.4	<i>Eau de service commune</i>	316
26.3.5	<i>Eau de service à basse pression</i>	316
26.3.6	<i>L'eau de service recirculée à haute pression</i>	316
26.3.7	<i>Circuit fermé de refroidissement par eau de service deminéralisée</i>	317
26.3.8	<i>Réseau d'alimentation d'urgence en eau</i>	317
26.3.9	<i>Autres réseaux d'eau</i>	317
26.4	ALIMENTATION EN AIR	318
26.4.1	<i>Air d'instrumentation</i>	318
26.4.2	<i>Air de service</i>	318
26.4.3	<i>Air respirable</i>	318
26.5	SYSTEME D'IDENTIFICATION	318

26.5.1	<i>Identification des appareils.....</i>	318
26.5.2	<i>Identification dans la centrale</i>	320
26.5.3	<i>Tuyauterie</i>	320
26.5.4	<i>Schéma de circulation.....</i>	321
26.6	GESTION DES DECHETS.....	321
26.6.1	<i>Gestion des déchets liquides</i>	321
26.6.2	<i>Drainage des déchets non radioactifs.....</i>	322
26.6.3	<i>Drainage des déchets radioactifs.....</i>	322
26.7	GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS	323
26.7.1	<i>Stockage du combustible épuisé.....</i>	323
26.7.2	<i>Réduction du volume des déchets et leur stockage ...</i>	324
26.8	GESTION DE L'EAU LOURDE	324
26.8.1	<i>Récupération des pertes.....</i>	325
26.8.2	<i>Enrichissement.....</i>	326
26.8.3	<i>Extraction du tritium.....</i>	326
26.9	EXERCICES	327

1 Objectifs

1.1 Aperçu du cours

Principes fondamentaux du réacteur CANDU est un cours d'initiation au fonctionnement des réacteurs de ce type. Commenant par un rappel des bases de la théorie atomique, il explique la structure du réacteur, de ses systèmes principaux et explique suffisamment la physique des réacteurs pour qu'un participant comprenne les pratiques des commandes et de l'exploitation d'une centrale CANDU. Nous avons placé l'accent sur la sûreté nucléaire et les systèmes qui minimisent les risques causés par les produits de fission dans le cœur du réacteur.

1.2 Structure de l'atome

- Nommer les particules atomiques fondamentales.
- Connaître la masse et la charge électrique des particules fondamentales.
- Pouvoir décrire les atomes à l'aide du modèle de Bohr.
- Reconnaître, interpréter et utiliser la notation A_ZX pour les atomes (nucléides).
- Connaître la signification du mot isotope.
- Connaître et utiliser le nom des isotopes de l'hydrogène.

1.3 Radioactivité — phénomènes nucléaires spontanés

- Écrire les équations types décrivant l'émission de chaque type de rayonnement : α , β et γ .
- Énumérer les propriétés des rayonnements α , β et γ .
- Connaître le mode d'interaction avec la matière, des rayonnements α , β et γ .
- Expliquer comment l'on peut se protéger des rayons α et β .
- Expliquer comment l'on peut se protéger des rayons γ , et calculer le blindage effectif à partir des couches de demi-atténuation.

1.4 Stabilité et instabilité nucléaires

- Pouvoir discuter de la stabilité des noyaux, en fonction du rapport neutron/proton et des forces intranucléaires.
- À l'aide d'un graphique du nombre de neutrons (N) en fonction du nombre de protons (Z), prédire le type d'émission probable d'un noyau donné.
- À partir d'une carte ou d'un tableau des nucléides, énumérer tous les nucléides de la chaîne de désintégration d'un noyau donné.

1.5 Activité et période

- Pouvoir définir les unités normalement utilisées pour exprimer l'activité : le becquerel, le curie.
- Pouvoir définir la période, et discuter d'activité en utilisant la notion de période.
- Réaliser des calculs simples d'activité et de période.

1.6 Les neutrons et leurs interactions

- Écrire les équations décrivant chacune des interactions neutroniques suivantes : transmutation, capture radiative et production d'un photoneutron par le deutérium.
- Décrire les diffusions élastiques et inélastiques des neutrons.

1.7 La fission

- Expliquer d'où provient l'énergie libérée par la fission (conversion masse-énergie).
- Écrire une équation typique de réaction nucléaire.
- Pouvoir dire combien d'énergie est libérée par une fission.
- Expliquer sous quelle forme se trouve la plus grande partie de l'énergie libérée par la fission.
- Définir les termes suivants : neutrons thermiques, neutrons rapides, neutrons instantanés, neutrons retardés.

- Définir les termes suivants : section efficace d'absorption de neutron et flux neutronique.
- Expliquer ce qu'est une réaction en chaîne auto-entretenue.

1.8 Combustible, modérateur et gestion du réacteur

- Expliquer la fonction du modérateur.
- Esquisser l'architecture fondamentale du combustible et du modérateur dans un réacteur CANDU.
- Justifier l'organisation physique du combustible et du modérateur des réacteurs CANDU.
- Donner les différences fondamentales entre le combustible frais et le combustible à l'équilibre.
- Comparer les propriétés modératrices de l'eau lourde, de l'eau légère et du graphite.

1.9 Sûreté nucléaire

- Décrire la composition du rayonnement naturel et expliquer la contribution des centrales nucléaires à ce rayonnement.
- Expliquer ce que signifie la défense en profondeur.
- Décrire les cinq éléments du modèle de la *défense en profondeur*.
- Énumérer les cinq barrières qui protègent le public des produits de fission.
- Expliquer comment les principes de « contrôle-refroidissement-confinement » gouvernent la conduite du réacteur.
- Expliquer comment les « concepts » suivants contribuent à la fiabilité et la disponibilité des systèmes et appareils : redondance, indépendance, diversité, essais périodiques, fonctionnement en sécurité intégrée, surveillance opérationnelle, entretien préventif.
- Expliquer la fonction des documents suivants : Rapport sur la sûreté, Permis d'exploitation de la centrale, Lignes de conduite

pour l'exploitation (LCE), Procédures d'exploitation de la centrale, Certificats d'approbation.

- Donner les conséquences probables d'une infraction aux LCE.
- Décrire comment on favorise la sûreté nucléaire en exigeant l'accréditation des titulaires de certains postes.

1.10 Réacteurs de puissance

- Connaître quels sont le combustible, le caloporteur et le modérateur utilisés par un réacteur CANDU.
- Énumérer les avantages et les inconvénients d'une centrale nucléaire par rapport aux centrales à combustible fossile, relativement à : l'économie, la souplesse de la production d'énergie et les facteurs environnementaux.

1.11 Construction d'un réacteur CANDU

- Expliquer la fonction des éléments suivants d'un réacteur : tube de force, disques de rupture de calandre, tubes de calandre, gaz annulaire, raccord d'extrémité, conduite d'alimentation, bouchon de fermeture, machine de chargement du combustible, loquet à combustible, blindages biologique et thermique, bouclier d'extrémité, bouchon écran, bouclier caisson, voûte du réacteur.
- Sur un schéma d'un canal de combustible ou d'un raccord d'extrémité sur la face d'un réacteur, identifier les éléments suivants : raccord d'extrémité, bouchon de fermeture de canal, raccord d'alimentation, soufflets d'étanchéité, palier lisse, grappe de combustible, tube de force, tube de calandre, plaque tubulaire côté calandre, tube de revêtement, bouchon écran, bouclier d'extrémité, plaque tubulaire côté machine de chargement.
- Expliquer les fonctions du circuit du gaz annulaire.
- Donner trois avantages des tubes de force (utilisés dans les réacteurs CANDU) par rapport aux réacteurs à cuve sous pression.

1.12 Modérateur et circuit du modérateur

- Donner la signification du terme « teneur isotopique du D_2O » et expliquer pourquoi elle doit être la plus élevée possible.

- Expliquer la fonction du concentrateur d'eau lourde.
- Énumérer les trois principaux isotopes radioactifs produits dans le modérateur.
- Connaître les dangers dus aux rayonnements émis par chaque isotope.
- Connaître les deux raisons principales pourquoi les neutrons produisent plus de tritium dans le modérateur que dans le liquide caloporteur.
- Donner deux fonctions du circuit du modérateur.
- Connaître les trois sources principales du réchauffement du modérateur.
- Expliquer pourquoi la présence d'un circuit de refroidissement auxiliaire (de secours) est nécessaire.
- Sur schéma du circuit du modérateur, identifier les éléments importants suivants : pompes, échangeurs de chaleur, vannes de régulation de la température du modérateur.
- Décrire comment la température du modérateur est régulée.

1.13 Circuit de gaz de couverture et circuits auxiliaires du modérateur

- Sur un schéma du circuit principal du modérateur, montrer où est raccordé le circuit d'épuration du modérateur.
- Expliquer quelles sont les trois fonctions principales du circuit du gaz de couverture du modérateur.
- Pour un réacteur doté d'un réservoir de drainage, énoncer deux fonctions supplémentaires du circuit du gaz de couverture du modérateur.
- Sur un schéma du circuit de gaz de couverture du modérateur, identifier les éléments suivants : compresseurs (deux fonctions), système de recombinaison, échangeur de chaleur, réchauffeur d'entrée du système de recombinaison, pare-flammes.

- Donner la fonction de chacun des éléments suivants du circuit de gaz de couverture du modérateur : compresseurs (deux fonctions), système de recombinaison, échangeur de chaleur, réchauffeur d'entrée du système de recombinaison, pare-flammes.
- Expliquer l'utilité de la chromatographie en phase gazeuse, dans le circuit de gaz de couverture.
- Expliquer pourquoi l'on ajoute parfois, au circuit de gaz de couverture, les gaz suivants : oxygène et hélium.
- Énumérer les fonctions des systèmes auxiliaires du modérateur suivants : système de purification (deux fonctions), système d'addition de poison liquide, circuit de collecte du D_2O , système de refroidissement auxiliaire.
- Expliquer pourquoi il est important de conserver l'eau lourde du modérateur aussi pure que possible.
- Sur un schéma du système de purification du modérateur, identifier les éléments importants et donner leur fonction : colonnes d'échange d'ions, filtres, crépines, refroidisseurs d'épuration.
- Connaître les deux poisons absorbeurs de neutrons ajoutés au D_2O du modérateur.
- Connaître les quatre points de collecte systématique de l'eau lourde du modérateur.

1.14 Circuit caloporteur (CC)

- Donner les deux fonctions du liquide caloporteur.
- Discuter des dangers nucléaires et non nucléaires existant à proximité des appareils du circuit caloporteur d'une centrale.
- Sur un schéma d'un circuit caloporteur type, identifier les éléments principaux : pompes principales du circuit caloporteur, canaux de combustible, collecteur d'entrée du réacteur, collecteur de sortie du réacteur, conduites d'alimentation, générateur de vapeur (la « chaudière »).
- Donner la fonction des éléments principaux du circuit caloporteur : pompes principales du circuit caloporteur, canaux

de combustible, collecteur d'entrée du réacteur, collecteur de sortie du réacteur, conduites d'alimentation, générateur de vapeur (la « chaudière »).

- Expliquer pourquoi l'écoulement dans le circuit caloporteur est bi-directionnel.
- Expliquer pourquoi, dans le circuit caloporteur principal, les pompes sont-elles placées après le générateur de vapeur.
- Expliquer la fonction du circuit de refroidissement à l'arrêt.
- Expliquer l'importance de la circulation par convection naturelle pour le circuit caloporteur.

1.15 Systèmes auxiliaires du circuit caloporteur

- Donner les deux fonctions principales du système de contrôle de la pression et de l'inventaire.
- Sur un schéma du système de contrôle de la pression et de l'inventaire, identifier les éléments suivants : pressuriseur, vannes de purge de la vapeur du pressuriseur, réchauffeurs du pressuriseur, vannes d'alimentation, vannes de purge, pompes d'alimentation (pompes du pressuriseur), condenseur de purge, refroidisseur de purge, réservoir de stockage du D₂O.
- Donner la fonction des éléments suivants : pressuriseur, vannes de purge de la vapeur du pressuriseur, réchauffeurs du pressuriseur, vannes d'alimentation, vannes de purge, pompes d'alimentation (pompes du pressuriseur), condenseur de purge, refroidisseur de purge, réservoir de stockage du D₂O.
- Donner la fonction de chacun des systèmes auxiliaires du circuit caloporteur qui suit : système de protection contre la surpression, circuit d'épuration, circuit de collecte du D₂O du circuit caloporteur, système de récupération du D₂O du circuit caloporteur, approvisionnement en D₂O de la machine de chargement du combustible.
- Expliquer pourquoi il est important d'avoir un bon contrôle chimique du caloporteur.
- Expliquer la fonction et le principe de fonctionnement du joint d'étanchéité de la pompe du circuit caloporteur, ainsi que du système d'alimentation du joint d'étanchéité.

- Expliquer pourquoi l'on ne verse pas de l'eau lourde du circuit caloporteur dans le modérateur et vice-versa.
- Donner deux raisons pourquoi il y a davantage de fuites dans le circuit caloporteur que dans le circuit du modérateur.
- Énumérer quatre points où le liquide fuyant du circuit caloporteur est habituellement collecté.

1.16 Le combustible CANDU

- Expliquer ce que signifie l'expression « combustible défectueux ».
- Expliquer comment on utilise le combustible CANLUB et ce que signifie son nom.
- Sur un diagramme d'une grappe de combustible, identifier les éléments suivants : crayon de combustible, gaine de combustible, pastille de combustible, plaque d'extrémité, patin.
- Donner sept caractéristiques (deux nucléaires et cinq non nucléaires) que devrait posséder le matériau du combustible nucléaire.
- Donner quatre caractéristiques (une nucléaire et trois non nucléaires) que devrait posséder le matériau de la gaine du combustible nucléaire.
- Donner trois raisons pour lesquelles la couche de graphite CANLUB prévient l'endommagement du combustible.
- Donner les six précautions qu'il convient de prendre lors de la manutention du combustible frais.
- Donner les trois précautions qu'il convient de prendre lors de la manutention du combustible épuisé.
- Décrire la procédure générale qu'il convient de suivre lors de l'ajout de combustible frais dans un canal.
- Donner trois conséquences sur le fonctionnement d'une centrale, de la présence de grappes endommagées dans un réacteur.

- Connaître et pouvoir expliquer deux fonctions du combustible appauvri et connaître les concentrations en ^{235}U du combustible normal et du combustible appauvri.

1.17 Cycle de vie des neutrons

- Faire un schéma du cycle de vie d'un neutron, montrant tous ses « destins » possibles.
- Commenter l'utilité des réflecteurs dans les réacteurs.

1.18 Criticité et multiplication des neutrons

- Définir la constante de multiplication des neutrons (k).
- Définir la réactivité (Δk) et donner les unités dans lesquelles on l'exprime.
- Expliquer, en utilisant k et Δk , ce que signifient les adjectifs : sous-critique, critique et supercritique, et préciser si la puissance produite augmente, diminue ou reste stable.
- Expliquer comment un réacteur peut être critique, quelle que soit sa puissance.
- Pouvoir donner une méthode de contrôle de la criticité et discuter comment elle affecte le cycle de vie des neutrons.

1.19 Changements dans la puissance du réacteur au fil du temps

- Définir ce qu'est la période du réacteur.
- Expliquer pourquoi et comment les neutrons retardés changent la puissance du réacteur.
- Expliquer pourquoi la puissance d'un noyau sous-critique ne tombe-t-elle pas à zéro.

1.20 Un produit de fission agissant comme poison : le xénon

- Expliquer pourquoi le xénon est le pire poison produit par la fission.
- Expliquer le mécanisme de production du xénon et comment on retire ce gaz du réacteur.

- Tracer le graphique de l'évolution de la concentration de xénon en fonction du temps après l'arrêt volontaire ou d'urgence du réacteur fonctionnant à sa puissance maximale.
- Expliquer la signification de l'expression « empoisonnement par le xénon ».

1.21 Effets des changements de température sur la réactivité

- Définir les expressions suivantes : coefficient de température de la réactivité, réactivité cavitaire, coefficient de puissance.
- Expliquer pourquoi et comment la réactivité change-t-elle lorsque la température du combustible augmente.
- Expliquer pourquoi il est souhaitable que le coefficient de température de la réactivité soit négatif.

1.22 Contrôle du flux de neutrons

- Expliquer pourquoi l'aplanissement du flux de neutrons est-il souhaitable.
- Expliquer comment chacune des méthodes utilisées dans les réacteurs CANDU aplanissent le flux.
- Expliquer en quoi consistent les oscillations de flux et comment les prévient-on grâce aux zones de contrôle liquides.

1.23 Mécanismes de contrôle de la réactivité

- Expliquer comment l'on entretient normalement la réactivité du noyau (à long terme).
- Expliquer les deux fonctions générales des mécanismes de réactivité.
- Préciser, pour chacun des mécanismes suivants de contrôle de la réactivité, s'il est utilisé (1) pour réguler la puissance du réacteur ou (2) comme mesure de protection : système de contrôle de zone liquide, barres de commande, barres de compensation, barres d'arrêt, addition de poison liquide, injection de poison liquide, niveau du modérateur, drainage du modérateur.
- Expliquer le principe du fonctionnement des trois types de systèmes de protection par arrêt des réacteurs CANDU.

- Décrire comment la logique du système « deux-sur-trois » déclenche un arrêt d'urgence du réacteur.
- Donner trois avantages du recours à la logique d'arrêt « deux-sur-trois ».
- Donner la signification de l'expression « sûr en cas de défaillance ».
- Décrire comment l'intégration au réacteur de « la sûreté en cas de défaillance » contribue à la fiabilité des systèmes d'arrêt d'urgence.

1.24 Injection d'urgence de caloporteur et confinement

- Nommer les quatre systèmes spéciaux de sûreté, conçus pour protéger le public du rayonnement.
- Expliquer la fonction du système de confinement.
- Expliquer la fonction du système d'injection d'urgence du caloporteur.
- Sur un schéma du système d'injection d'urgence du caloporteur, identifier les éléments suivants : alimentation d'eau à haute pression, vannes d'isolation (ou d'injection), puisard de collecte, pompes de récupération, échangeurs de chaleur de récupération, eau à basse pression.
- Donner la fonction des éléments suivants du système d'injection d'urgence du caloporteur : alimentation d'eau à haute pression, vannes d'isolation (ou d'injection), puisard de collecte, pompes de récupération, échangeurs de chaleur de récupération, eau à basse pression.
- Décrire le fonctionnement normal du système d'injection d'urgence du caloporteur lors d'un accident dû à la perte de réfrigérant primaire (APRP).
- Décrire les deux types de systèmes de confinement des réacteurs CANDU.
- Sur un schéma du système de confinement à pression négative, identifier les éléments suivants : réservoir d'eau d'aspersion, vannes de décharge actionnées par la pression, conduite sous

vide, conduite de décharge de pression, structure de confinement, bâtiment sous vide.

- Sur un schéma du système de confinement à suppression de pression, identifier les éléments suivants : réservoir d'eau d'aspersion, vanne d'aspersion, structure de confinement.

1.25 Les éléments non nucléaires de la centrale

- Donner les deux principales fonctions du cycle vapeur-eau d'alimentation.
- Décrire les conditions de la vapeur (humidité, température, pression) aux points suivants du circuit de vapeur : sortie de la turbine haute-pression, sortie du séparateur d'humidité, sortie du réchauffeur et sortie de la turbine basse-pression.
- Expliquer la fonction de l'ensemble turbine-générateur.
- Justifier la présence de turbines haute-pression et basse-pression.
- Expliquer l'avantage de créer un vide dans le condenseur lorsque le réacteur est en production.
- Sur un schéma, identifier les éléments qui suivent, indiquer les conduites de vapeur et d'eau entre eux, et préciser la direction de l'écoulement : générateur de vapeur, soupape de sécurité, vanne de décharge de la vapeur dans l'atmosphère, vanne d'arrêt d'urgence, vanne de régulation, turbine haute-pression, séparateur d'humidité, réchauffeur, turbine basse-pression, condenseur, pompe d'extraction du condensat, réchauffeurs d'eau, dégazeurs, pompe d'alimentation du générateur de vapeur.
- Expliquer la fonction de chacun des éléments suivants du cycle de vapeur et d'eau d'alimentation : générateur de vapeur, soupape de sécurité, vanne de décharge de vapeur dans l'atmosphère, vanne d'arrêt d'urgence, vanne de régulation, turbine haute-pression, séparateur d'humidité, réchauffeur, turbine basse-pression, condenseur, pompe d'extraction du condensat, réchauffeurs, dégazeurs, pompe d'alimentation du générateur de vapeur.
- Savoir vers quelle autre source froide peut-on évacuer l'énergie thermique si la turbine n'est pas opérationnelle.

- Décrire le processus de préparation auquel est soumise l'eau condensée, avant qu'elle pénètre dans le générateur de vapeur.
- Décrire le système de lubrification du générateur-alternateur raccordé à la turbine.
- Expliquer l'utilité du vireur.
- Justifier pourquoi l'on doit maintenir l'eau d'alimentation et la vapeur dans un bon état chimique, et expliquer les méthodes utilisées pour y parvenir.

1.26 Autres grands systèmes

- Décrire comment un générateur-alternateur produit de l'énergie électrique.
- Expliquer comment un grand générateur-alternateur produit de la chaleur et comment on l'évacue.
- Décrire les dangers principaux posés par le générateur de vapeur, la turbine et les circuits de vapeur et d'eau d'alimentation.
- Décrire la fonction des composants suivants : le transformateur principal de sortie, le poste extérieur, le transformateur d'alimentation du réacteur et le transformateur d'alimentation des systèmes.
- Nommer les quatre catégories d'alimentation électrique d'une centrale CANDU et expliquer leurs fonctions.
- Nommer la source d'énergie de relève en cas de défaillance de l'une ou des deux sources de catégorie IV.
- Préciser la fonction de l'alimentation électrique d'urgence.
- Sur un schéma, indiquer les réseaux et les systèmes d'eau légère suivants : station de traitement d'eau, eau de refroidissement du condenseur, eau de service commune, eau de service à basse pression, eau de service recirculée à haute pression et circuit fermé de refroidissement par eau de service déminéralisée.
- Expliquer l'utilité des réseaux d'eau légère suivants : station de traitement d'eau, eau de refroidissement du condenseur, eau de

service commune, eau de service à basse pression, eau de service recirculée à haute pression et circuit fermé de refroidissement par eau de service déminéralisée.

- Expliquer la fonction du réseau d'alimentation d'urgence en eau.
- Expliquer la fonction des trois réseaux d'alimentation en air d'une centrale nucléaire.
- Expliquer comment le matériel est identifié dans la centrale et sur les schémas de circulation.
- Décrire comment les circuits de tuyauteries sont codés et pourquoi.
- Décrire brièvement les éléments caractéristiques de la gestion des déchets liquides et solides.
- Décrire comment, dans une centrale CANDU, on gère l'eau lourde de façon à en minimiser la perte.
- Décrire la fonction de l'usine d'extraction du tritium et le procédé sur lequel elle est fondée.

2 STRUCTURE DE L'ATOME

La notion d'atome remonte à plus de 2500 ans, alors que des savants grecs ont proposé que les objets qui nous entourent étaient composés de particules minuscules, qu'ils ont baptisé atomes. Tous les objets naturels sont constitués de combinaisons d'atomes dont le nombre d'espèces est limité. John Dalton, un chimiste britannique du XIX^e siècle, a formalisé en six points, la théorie atomique moderne :

1. La matière ordinaire est formée de « particules » appelées atomes.
2. Ces atomes sont trop petits pour être distingués à l'œil nu.
3. Les différentes substances chimiques sont composées d'atomes particuliers, caractérisés par leur masse atomique.
4. Tous les atomes du même élément chimique sont identiques.
5. Les atomes se combinent en proportions simples pour former de nouvelles substances. Les atomes, toutefois, restent inchangés.
6. Les atomes ne peuvent être ni divisés, ni créés, ni détruits.

Hormis une correction mineure au point 4 pour tenir compte des isotopes (voir plus bas), les cinq premiers points sont corrects. Au cours du XX^e siècle, on a démontré que le point 6 était faux : on peut diviser les atomes en particules encore plus fondamentales : le proton, le neutron et l'électron.

2.1 Particules fondamentales

2.1.1 Le proton

Le proton est une particule minuscule. Il est environ cent mille fois plus petit que l'atome d'hydrogène ($1/100\,000 = 10^{-5}$), qui lui-même mesure environ un dix milliardième de mètre, soit 10^{-10} m. Le proton porte une seule charge positive (+ 1 e) et sa masse est d'une unité de masse atomique (1 uma ou 1 u). C'est une unité minuscule : $1\text{ u} = 1,66 \times 10^{-27}$ kg. Un proton pèse 1,0073 u, que nous arrondissons habituellement à 1 u.

2.1.2 Le neutron

Un neutron est une particule neutre (dépourvue de charge électrique) de la même taille que le proton. Il pèse 1,0087 u, soit $2\frac{1}{2}$ masses électroniques de plus que le proton. Nous arrondissons habituellement sa masse à 1 u.

2.1.3 L'électron

L'électron est la plus petite particule fondamentale. Sa masse n'est que de 0,000 548 u, soit 1/1840 la masse d'un nucléon (un neutron ou un proton). L'électron porte une seule charge négative (-1 e). Un courant de un microampère correspond au passage de 6,24 billions de charges par seconde.

2.2 Structure atomique

Nous allons explorer comment s'assemblent ces particules fondamentales pour former des atomes.

On a décerné le prix Nobel de physique de 1922 au physicien danois Niels Bohr en récompense pour sa théorie de la structure atomique. Selon le modèle de Bohr, l'atome est constitué d'un petit amas de protons et neutrons (le noyau) entouré d'électrons en orbite — il ressemble à un petit système solaire, dans lequel la gravitation est remplacée par les forces électriques entre le noyau positif et les électrons négatifs.

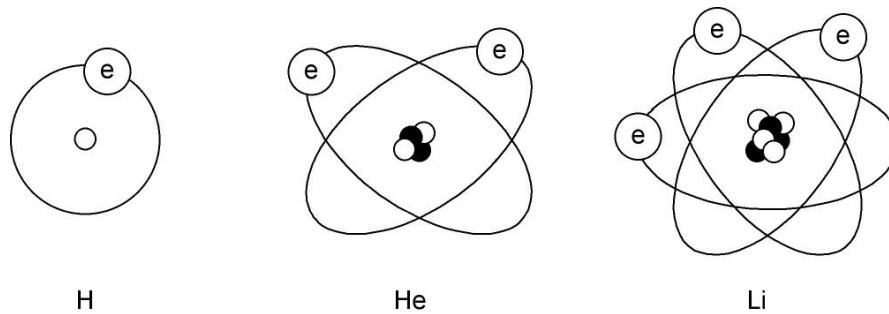


Figure 2.1

Chaque atome comporte un nombre caractéristique de protons dans son noyau. Un atome neutre — c'est-à-dire non chargé — possède le même nombre d'électron en orbite que de proton dans son noyau. La figure 2.1 montre les modèles des trois premiers éléments : l'hydrogène, l'hélium et le lithium.

On connaît plus de 110 éléments chimiques, dont 90 sont « naturels ». Parmi ceux-ci, la plupart (81) sont stables. Quelques atomes instables (c'est-à-dire radioactif) se trouvent dans la nature. Les atomes *artificiels* sont tous instables.

2.3 Notation atomique

On peut représenter chaque type d'atome par son symbole chimique, son numéro atomique (nombre de protons) et son nombre de masse (soit le nombre de nucléons) comme suit :

A_ZX où: Z est le nombre atomique

X est le symbole chimique

A est la masse atomique

Le symbole A_ZX désigne l'atome neutre de l'élément chimique X .

Par exemple, les trois éléments représentés à la figure 2.1 sont :

l'hydrogène 1_1H (1 proton, 1 électron)

l'hélium 4_2He (2 protons, 2 neutrons, 2 électrons)

le lithium 7_3Li (3 protons, 4 neutrons, 3 électrons)

Puisque le nombre de protons détermine sans équivoque le symbole chimique, on préfère écrire 4He ou hélium 4 plutôt que 4_2He .

2.4 Isotopes

Le noyau de l'atome de lithium de la figure 2.1 comporte trois protons et quatre neutrons. C'est le cas de 92,5 % des atomes de lithium trouvés dans la nature. Les autres 7,5 % possèdent trois protons et trois neutrons. Nous appelons *isotopes* ces formes distinctes du lithium. Elles sont représentées par les symboles 7Li et 6Li respectivement.

Les *isotopes* d'un élément ont le même nombre de protons dans leur noyau mais un nombre différent de neutrons. Les isotopes d'un élément donné ont des propriétés chimiques et physiques semblables, mais leurs propriétés nucléaires sont très différentes. (En outre, les isotopes des atomes légers ont des masses très différentes).

Les isotopes de l'hydrogène et de l'uranium sont particulièrement importants dans le cadre de ce cours. L'hydrogène possède trois isotopes (hydrogène, deutérium et tritium) qui sont montrés à la figure 2.2. Les deux premiers se trouvent dans la nature quoique l'abondance du deutérium ne soit que de 0,015 % (environ 1 atome sur 7000). L'eau lourde formée à partir de deutérium (D_2O) est utilisée dans les réacteurs pour ralentir les neutrons rapides et évacuer la chaleur du combustible. La production d'eau lourde se fait par un procédé de séparation onéreux. Le troisième isotope, le tritium, est

produit dans les réacteurs CANDU. Il est radioactif et constitue un danger grave pour la santé.

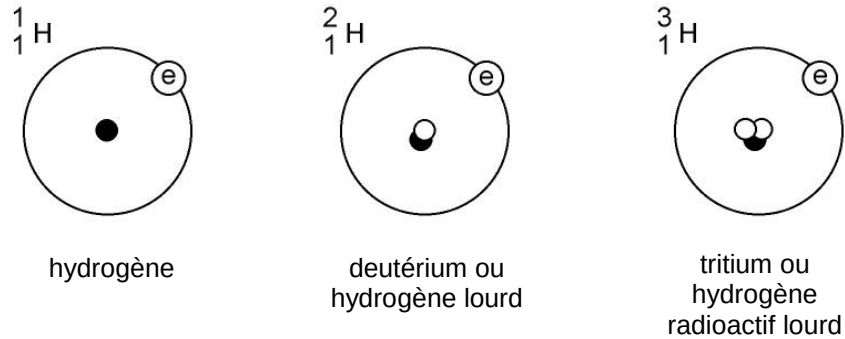


Figure 2.2

L'uranium naturel utilisé comme combustible dans les CANDU comporte deux isotopes : $^{238}_{92}\text{U}$ et $^{235}_{92}\text{U}$. L'abondance de ce dernier est de 0,7 %. Il est fissile, c'est-à-dire qu'il se fissionne (se divise en libérant de l'énergie) lorsqu'il est heurté par un neutron à basse énergie (dont la vitesse est peu élevée). Le ^{235}U est le seul atome fissile naturel. L'isotope du ^{238}U n'est pas fissile et son abondance est de 99,3 %. Toutefois, comme nous le verrons plus tard, il influence fortement le comportement du combustible nucléaire.

Le fait qu'un même élément chimique comporte des atomes différents est une source de confusion. Lorsqu'on précise le nombre de nucléons dans le noyau des atomes (c.-à-d. Z et A) on utilise parfois le mot *nucléide*. Par exemple, le « tableau des nucléides » illustre les propriétés de chaque type d'atomes distincts (tous les isotopes de chaque élément).

2.5 Notions principales

- Les atomes sont composés de protons, de neutrons d'électrons.
- Les protons ont une masse de 1 u et une charge électrique positive. Les neutrons ont une masse de 1 u et aucune charge électrique. Les électrons ont une masse de 1/1840 u et une charge électrique négative.
- Dans un atome neutre, le nombre de protons et, donc, le nombre d'électrons déterminent les propriétés chimiques et la plupart des propriétés physiques d'un atome.

- Les isotopes sont des atomes dont le noyau comporte le même nombre de protons et un nombre différent de neutrons dans le noyau.
- Dans une réaction nucléaire, les isotopes des éléments se comportent de façon différente.
- La notation ${}^A_Z X$ est la notation normale pour désigner les nucléides.

2.6 Exercices

1. Donnez la masse, la charge et la position dans l'atome de chacune des particules fondamentales.
2. Définissez ce qu'est un isotope.
3. Décrivez la structure atomique du ${}^3_1\text{H}$.
4. Dessinez un atome de ${}^{10}_5\text{B}$.
5. Définissez les mots ou expressions suivants : atome, élément, nucléide, nucléon, numéro atomique, nombre de masse, unité de masse.

3 Radioactivité — phénomènes nucléaires spontanés

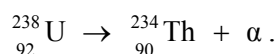
C'est à Henri Becquerel que l'on doit la découverte de la radioactivité. En 1896, il réalisait des expériences avec des sels fluorescents (qui contenaient de l'uranium) et a constaté que ses plaques photographiques étaient exposées même si elles étaient enveloppées de façon à les protéger de la lumière. On a plus tard démontré que les « rayons pénétrants » qu'il avait découvert étaient de trois types différents : les particules alpha (α), les particules bêta (β) et les rayons gamma (γ).

3.1 Types d'émission

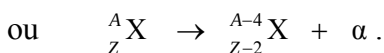
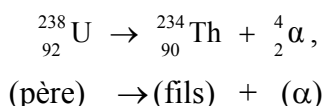
Tous les noyaux dont le nombre atomique est supérieur à 83 sont instables (radioactifs) et, irrémédiablement, finissent un jour par se désintégrer en émettant une particule alpha ou bêta. Les nouveaux noyaux formés (*descendants* ou *produits de filiation*) se désintégreront jusqu'à ce qu'un nucléide de numéro atomique 83 ou moins soit formé. Il existe aussi plusieurs noyaux radioactifs naturels dont le nombre de masse est inférieur à 83. On a fabriqué également plusieurs noyaux radioactifs artificiels.

3.1.1 Émission d'une particule alpha

Normalement, la particule alpha est émise par un noyau lourd, tel le $^{238}_{92}\text{U}$, ce que l'on peut exprimer comme suit :



L'étude des particules α a démontré qu'elles étaient identiques aux noyaux d'hélium, ainsi on écrit parfois :

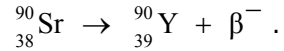


Ces équations représentent l'émission d'une particule α (un noyau d'hélium 4) rapide par un noyau père et la production d'un noyau fils.

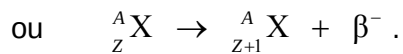
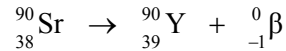
Aucun électron n'est en orbite autour de la particule α (laquelle est un noyau d'hélium) et, donc, elle porte une charge de $+2e$ [que l'on écrit habituellement $+2$]. La particule alpha a une masse de 4,0015 u et sa vitesse, juste après son éjection, est habituellement une fraction de la vitesse de la lumière.

3.1.2 Émission d'une particule bêta

Les particules bêta sont émises par les noyaux riches en neutrons (certains noyaux comptent trop de neutrons). Par exemple :



Si on le désire, on peut ajouter le nombre de masse et la charge au symbole, ce qui s'écrit :

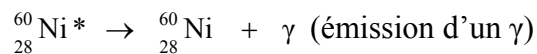
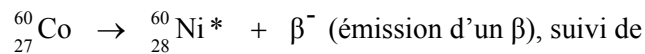


Comme on peut l'observer ci-dessus, le produit de filiation d'une désintégration bêta se trouve une case plus loin dans le tableau périodique. Un des neutrons du noyau s'est transformé en proton et, donc, le numéro atomique augmente de une unité, alors que le nombre de masse reste constant.

Une particule bêta est un électron très rapide émis par un nucléon du noyau. Elle a la même masse que tout électron, 0,000548 u, et la même charge, -1. Elles se déplacent à une vitesse entre 90 et 99 % de la vitesse de la lumière.

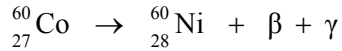
3.1.3 Émissions d'un rayon gamma

L'émission d'une particule alpha ou bêta laisse habituellement le produit de filiation dans un état excité. Il existe une différence entre un noyau dans un état excité et un noyau instable. Les noyaux excités ont un excès d'énergie. Les noyaux stables et instables peuvent être dans un état stable. La désexcitation peut se faire par l'émission d'une particule (α , β , neutron ou proton) mais, dans la plupart des cas, elle se produit par l'émission d'un ou de plusieurs photons gamma. Nous utilisons le terme *photon* pour indiquer que le rayonnement gamma a des propriétés ressemblant à celles des particules. Par exemple :

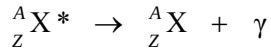


Les noyaux de cobalt 60 émettent une particule bêta, laissant les noyaux de filiation, le nickel 60, dans un état excité (comme l'indique l'astérisque). Presque immédiatement, les noyaux excités de nickel 60

émettent des rayons γ jusqu'à ce qu'ils soient tous désexcités. Puisque la durée de l'excitation est très courte, habituellement 10^{-9} s, on écrit habituellement les désintégrations bêta et gamma comme s'il s'agissait d'un unique événement :



On peut écrire une équation généralisée de la désintégration gamma :



On observera que les valeurs de Z et A ne changent pas. Puisque le rayon γ n'a ni charge ni masse (il est composé d'énergie pure), son émission ne modifie ni le numéro atomique ni le nombre de masse du nucléide.

Les rayons gamma sont un rayonnement électromagnétique comme la lumière, les ondes radio ou les rayons X. Un changement dans la distribution de la charge peut provoquer l'émission d'un rayonnement électromagnétique. L'énergie des photons définit les différents types de rayonnement électromagnétique. Un photon gamma possède plus d'énergie que la plupart des photons X, lesquels sont plus énergétiques que les photons ultraviolets, et ainsi de suite jusqu'aux ondes radio les plus longues. La figure 3.1 montre le spectre électromagnétique. Les protons de basse énergie ont une fréquence peu élevée, une grande longueur d'onde et se comportent comme des ondes. Les rayons gamma de haute énergie agissent comme des particules lors de leurs interactions. La vitesse de propagation du rayonnement électromagnétique est $c = 3 \times 10^8$ m/s.

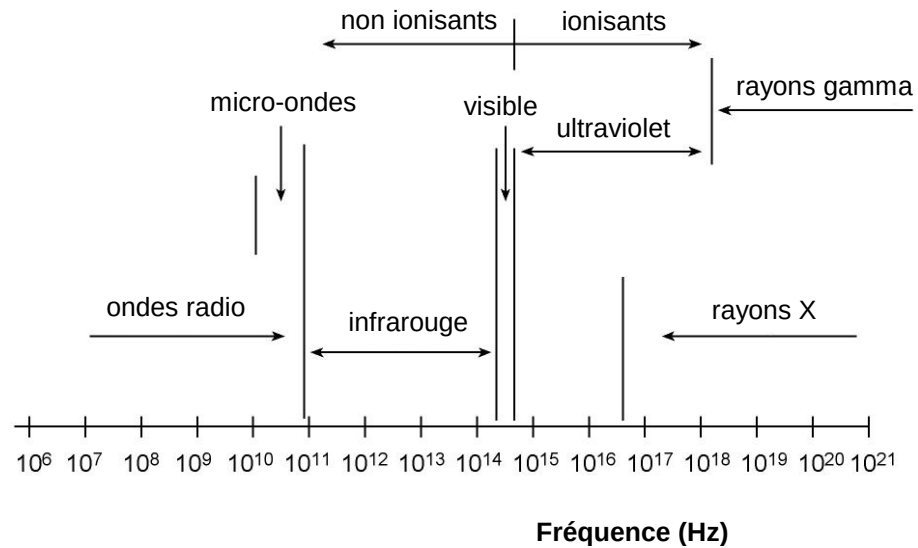


Figure 3.1
Le spectre électromagnétique

3.2 Interaction du rayonnement avec la matière

Les particules alpha et bêta sont des particules ionisantes. À cause de la charge électrique qu'elles transportent, les atomes dont elles s'approchent se séparent en ions. Chaque séparation crée une paire d'ions. Comme nous l'expliquons plus tard dans ce chapitre, les rayons gamma produisent une ionisation indirecte. Le tableau 3.1 résume les propriétés des différents types de rayonnement.

3.2.1 Interactions des particules alpha

Avec leur charge de +2 et leur masse de 4 u, les particules alpha créent une ionisation intense. En traversant de l'air sec, une particule alpha produit environ 50 000 paires d'ions par centimètre et perd environ 34 eV par paire produite. Une particule alpha de 4 MeV aura épuisé toute son énergie après avoir traversé 2,5 cm. Elle ralentira, s'arrêtera et, en capturant deux électrons à son entourage, redeviendra un atome d'hélium normal. Vers la fin de son parcours, elle transmet un peu d'énergie aux atomes avoisinants par excitation atomique.

Puisque, dans les liquides ou les solides, le nombre de paires d'ions créés par centimètre parcouru sera très supérieur, la particule traversera une distance beaucoup plus courte. Quelle que soit la substance, la *portée* d'une particule alpha (soit la distance parcourue en ligne droite), traverse la même masse de matière. La portée des particules alpha est généralement inférieure à 0,1 mm, soit l'épaisseur d'une feuille de papier.

3.2.2 Interactions des particules bêta

Les particules bêta ont une charge de -1 , une masse de $0,000\,548\,u$ et se déplacent très rapidement (entre 90 et 99 % de la vitesse de la lumière, c). Elles causent moins d'ionisation intense que les particules alpha : entre 100 et 300 paires d'ions par centimètre d'air sec traversé. À cause de leur faible masse, les particules bêta sont facilement défléchies et ne se déplacent pas en ligne droite. Dans l'air sec, leur parcours total est d'environ 20 m, mais la distance réellement parcourue peut facilement être moitié moindre. Les particules bêta sont plus pénétrantes que les alpha, elles peuvent traverser une feuille de papier. Normalement, 1 mm de matière dense suffit à les arrêter.

Lorsqu'elles sont arrêtées rapidement ou changent brusquement de direction, les particules bêta émettent des rayons X. Habituellement, ce phénomène est responsable d'une fraction de la perte d'énergie des particules bêta, l'ionisation étant responsable de la plupart de cette perte. Ce rayonnement étrange porte un nom insolite : *bremsstrahlung*, mot en allemand signifiant « rayonnement de freinage ».

3.2.3 Interaction des rayons gamma avec les atomes

L'interaction des rayons gamma avec les atomes diffère de celle des particules alpha et bêta. Ils ne possèdent ni charge ni masse et n'éparpillent pas constamment de petites quantités d'énergie aléatoires. Au contraire, ils cèdent de grandes quantités d'énergie lors d'interactions directes. Il existe trois mécanismes d'interaction entre les rayons gamma et les atomes :

L'effet photoélectrique.

C'est le mécanisme d'interaction des rayons gamma de faible énergie. Un rayon gamma incident heurte un électron sur une orbite atomique, il lui cède toute son énergie et cesse d'exister. L'électron est éjecté de l'atome et se comporte comme une particule bêta, on appelle cet électron éjecté *photoélectron*.

Ce phénomène est négligeable pour plusieurs substances si l'énergie des photons dépasse 0,1 MeV.

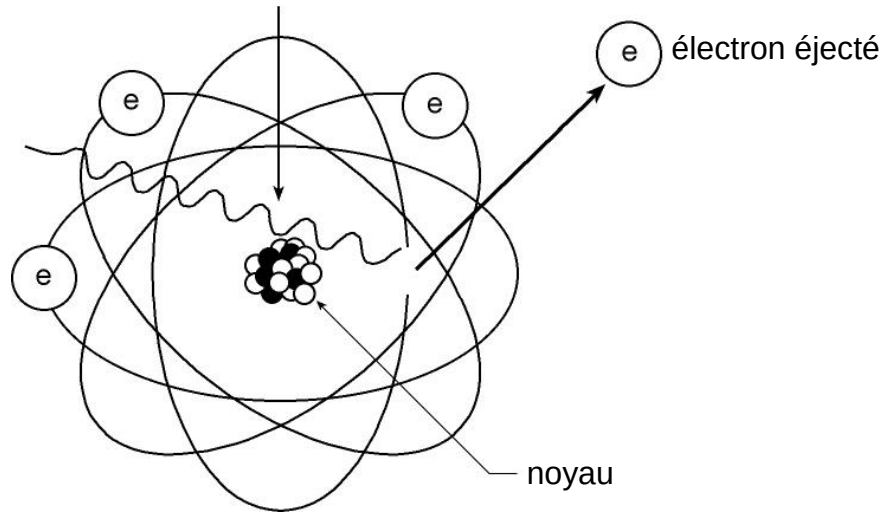


Figure 3.2
L'effet photoélectrique

L'effet Compton

Ce mécanisme d'interaction est très important pour les photons gamma dont l'énergie se situe entre 0,1 et 10 MeV. Le rayon gamma incident est « diffusé » par sa collision avec un électron. Celui-ci absorbe une partie de l'énergie du gamma et est éjecté de l'atome. Cet électron *Compton* a normalement plus d'énergie qu'un photoélectron et peut provoquer autant d'ionisations qu'une particule bêta.

En réalité, le rayon gamma diffusé est un autre rayon gamma, puisque le photon incident est absorbé et qu'un nouveau photon de moindre énergie est émis. Après une série d'interactions de ce type, le rayon gamma de basse énergie résultant est absorbé par effet photoélectrique.

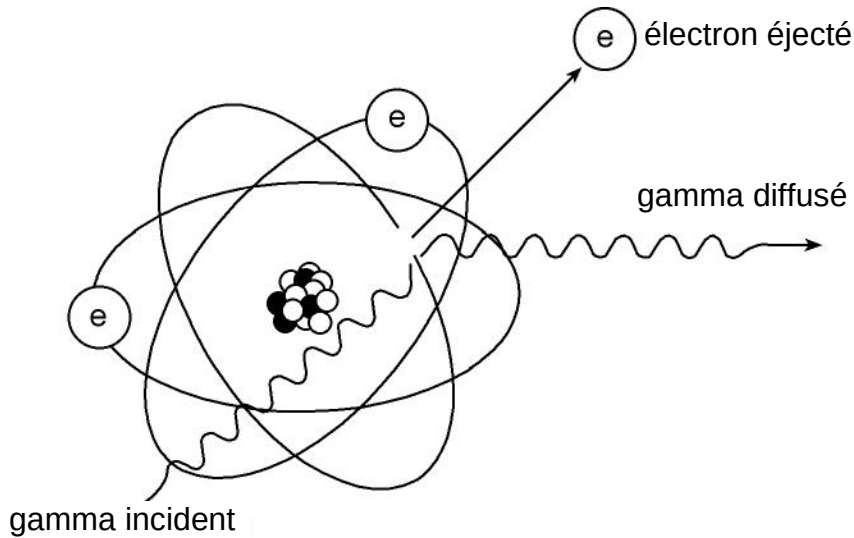


Figure 3.3
Effet Compton

La production de paires électron-positron

Cette interaction d'un rayon gamma se produit toujours près d'un noyau atomique qui « recule » (il absorbe une partie de la quantité de mouvement). L'énergie du rayon gamma sert à créer une paire électron-positron. (Un *positron* est un électron porteur d'une charge positive, on écrit parfois *positon*.) Pour créer une paire, le photon doit avoir une énergie d'au moins 1,02 MeV, soit l'énergie équivalente à la masse de deux électrons. Ce mécanisme se produit fréquemment pour les rayons gamma très énergétiques.

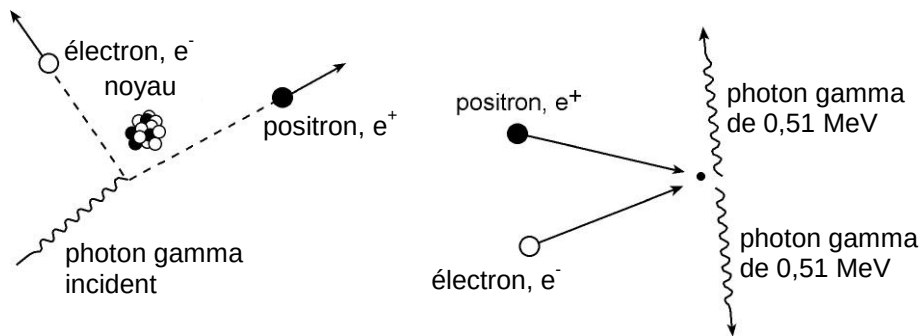


Figure 3.4
Production de paire

Les électrons positif et négatif créés produisent tous deux de l'ionisation mais leur destin diffère. Une fois ralenti, le positron « heurte » un électron d'un atome et ils s'annihilent mutuellement. Ils cessent d'exister et deux rayons gamma de 0,511 MeV sont créés.

Les rayons gamma de 0,511 MeV se propagent et interagissent par effet photoélectrique ou effet Compton. De son côté, l'électron ralentit et se joint à un atome pour redevenir un électron atomique « normal ».

3.3 Ionisation directe et indirecte

Les rayons alpha et bêta causent une ionisation directe. Chaque création de paire d'ions absorbe une petite quantité d'énergie et ralentit d'autant la particule. La particule finit par s'arrêter. Quelle que soit leur énergie, les alphas franchissent la même distance en ligne droite (dans une substance donnée, ils ont la même portée). De façon analogue, les bêtas d'une énergie donnée ont approximativement la même portée dans une substance donnée. Les gammas, toutefois, n'ont pas de portée. Ils peuvent interagir immédiatement ou se déplacer sur une longue distance entre les interactions. Les gammas perdent leur énergie par grandes quantités qui sont absorbées par la matière par des ionisations indirectes (secondaires), à proximité des lieux d'interaction. Une petite fraction d'un flux de rayons gamma peut traverser des matériaux très épais et ressortir sans avoir perdu d'énergie.

Tableau 3.1

Rayonnement	Masse approx. (u.m.a.)	Charge	Énergie (MeV)	Notes
α	4	+2	de 4 à 8	Très courte portée, fortement ionisant
β	0,0005	-1	de 0,5 à 3,5	Courte portée
γ	0	0	jusqu'à 10 (la plupart moins de 3 MeV)	Longue portée

3.4 Blindage

Il est facile de créer un blindage contre les particules alpha et bêta. On a qu'à disposer des matériaux dont l'épaisseur est égale ou supérieure à leur portée. Les matériaux de blindage contre les rayons bêta ne devraient pas les arrêter trop rapidement puisque leur freinage peut se traduire par l'émission de *bremsstrahlung* (rayons X) dont on peut se protéger en plaçant du blindage supplémentaire.

Il est plus difficile de se protéger des rayons γ et X. Quelle que soit l'épaisseur du blindage, certains rayons le traverseront. On peut

toujours trouver, pour une énergie donnée de photon, la quantité de matériel qui diminuera de moitié l'intensité. On appelle cette quantité *couche de demi-atténuation* (abrégé par CDA). Deux couches de demi-atténuation réduisent l'intensité au quart de sa valeur originale, et une troisième la réduit au huitième.

Par exemple, la couche de demi-atténuation des rayons gamma ordinairement émis par les produits de fission est d'environ quinze centimètres d'eau. Or, dans les piscines (ou travées), on conserve le combustible épuisé sous au moins quatre mètres et demi d'eau, ce qui correspond à 30 CDA. Ainsi, à la surface de la travée, l'intensité des rayons γ est réduite d'un facteur 2^{30} — ou coupée de moitié 30 fois. Une fois arrondi, $1/2^{30}$ donne 10^{-9} ou un milliardième de l'intensité originale. (Vous devriez répéter ce calcul sur votre calculatrice.)

Les matériaux composés d'atomes lourds forment les blindages les plus efficaces contre les rayons gamma. On utilise souvent le plomb lorsqu'il y a peu d'espace pour le blindage. Si l'on utilise des matériaux moins coûteux (le béton, l'eau etc.), on devra prévoir des murs plus épais.

3.5 Notions principales

- Les trois particules principales émises spontanément lors de désintégrations radioactives sont les rayons alpha, bêta et gamma.
- Les particules alpha sont des noyaux d'hélium doublement chargés; elles se déplacent lentement après avoir été émises. Elles sont éjectées de gros noyaux comme ceux de l'uranium et du thorium.
- Les particules bêta sont des électrons. Lorsqu'elles sont émises, elles se déplacent habituellement à une vitesse dépassant 90 % de la vitesse de la lumière. Elles sont produites par les noyaux qui comptent trop de neutrons. Un neutron du noyau se transforme en proton et émet une particule bêta.
- L'émission d'un rayon gamma accompagne habituellement une désintégration alpha ou bêta. Ce sont des photons porteurs d'énergie électromagnétique et ils se déplacent à la vitesse de la lumière.

- Les particules alpha et bêta sont des rayonnements responsables d'une ionisation directe. Elles laissent un sillage d'atomes ionisés
- Les photons gamma sont un rayonnement ionisant indirect, ils interagissent avec les atomes pour produire des ions. Les trois mécanismes d'interaction des gammas sont : l'effet Compton, l'effet photoélectrique et la production de paires.
- On peut se protéger des rayonnements bêta et alpha en disposant certains matériaux entre leur source et soi.
- Il est plus difficile de se blinder contre les rayons gamma. On utilise la couche de demi-atténuation (CDA) pour qualifier l'efficacité du blindage par une substance contre les rayons gamma. LA CDA est l'épaisseur de matériau nécessaire pour réduire de moitié la quantité d'énergie transportée par les rayons gamma.

3.6 Exercices

1. Écrivez les équations nucléaires menant à l'émission de rayons alpha, bêta et gamma en utilisant la notation A_ZX .
2. Décrivez brièvement comment les rayons alpha, bêta et gamma cèdent leur énergie à la matière.
3. Donnez les masses et les charges électriques des particules α et β .
4. Qu'entend-on par le mot ionisation?
5. Pourquoi dit-on que les rayons γ ne causent pas d'ionisation directe?
6. Décrivez les méthodes utilisées pour se blinder contre les particules α ou β .
7. Quel type de matériaux peut-on utiliser pour se blinder contre les rayons γ ?
8. Soit une substance dont la couche de demi-atténuation contre des rayons γ de 1 MeV est de 6 cm, calculez l'épaisseur nécessaire pour en réduire l'intensité par un facteur 1000.

4 Stabilité et instabilité nucléaires

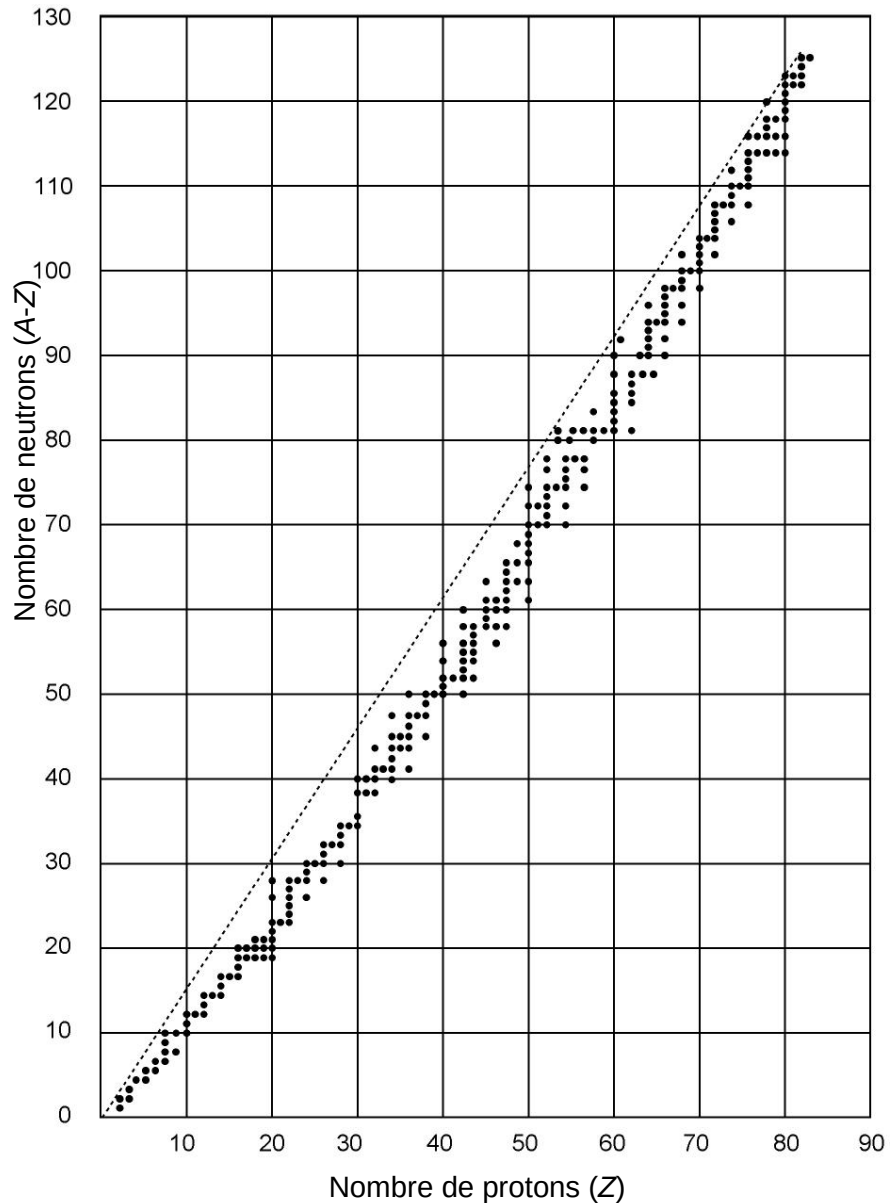


Figure 4.1

Évolution de $N (A-Z)$ en fonction de Z

Chaque point noir de la figure 4.1 représente un noyau stable. La présence de plus d'un point apparaît pour un même numéro atomique indique l'existence de plus d'un isotope stable. Ainsi, les deux points visibles pour le numéro atomique 1 représentent l'hydrogène, ^1H , et le deutérium, ^2H . Les trois points de numéro atomique 8 représentent les isotopes ^{16}O , ^{17}O et ^{18}O .

Si l'on observe la forme générale de la distribution, on constate que dans les noyaux légers le nombre de neutrons est presque le même que le nombre de protons. Il y a des exceptions, la plus notable étant le ^1H qui n'a qu'un seul proton. Le rapport neutrons/protons (N/Z , on pourrait aussi écrire $n:p$) dans les noyaux intermédiaires est plus élevé : environ 1,3. (Pour ^{103}Rh , $N/Z = 1,29$.) Ce rapport s'élève jusqu'à 1,5 pour les atomes lourds.

Par exemple, pour l'or, ^{197}Au , $N/Z = \frac{118}{79} = 1,5$.

En général, on peut dire qu'un noyau est instable si le rapport neutron-proton n'est pas dans cette fourchette. En effet, deux protons ne peuvent sans neutron former un noyau. Par exemple, le noyau de l'hélium 3 contient deux protons et un neutron. Cet unique neutron réussit à « diluer » la force électrique qui tend à éloigner les protons. Les neutrons permettent aux protons de rester agglutinés. À cause de la présence de neutrons, la force attractive à courte portée entre nucléons voisins excède la force électrique répulsive à longue portée entre les protons. Dans l'hélium 4, les deux neutrons et les deux protons forment un noyau dont les nucléons sont très liés.

L'ajout de neutrons n'augmente pas toujours la stabilité. On n'a jamais découvert de ^5He et la période du ^6He (élément qui a été observé) est inférieure à une seconde. En général, la présence de neutrons excédentaires augmente la stabilité, mais un nombre trop élevé cause l'instabilité. Dans l'état actuel des connaissances, on ne peut être plus précis.

Considérons, par exemple, le cuivre 64 ($Z = 29$). On ne le trouvera pas sur le graphique puisqu'il est instable. Or, il serait placé entre deux noyaux stables : le cuivre 63 et le cuivre 65. S'il est nécessaire pour la stabilité que le rapport N/Z soit dans la bonne gamme, cela ne garantit pas que le noyau soit stable. Notre seule certitude est que tout noyau qui n'est pas dans la bande de stabilité est instable. Le rapport proton-neutron d'un noyau stable doit être favorable. La plupart des noyaux — mais pas tous — dont le rapport N/Z tombe dans la bande de stabilité sont stables.

Nous avons déjà annoncé que tous les noyaux très lourds ($Z > 83$) étaient instables. Bien qu'ils puissent avoir un rapport N/Z favorable (et être stable du point de vue de la désintégration β), ils se désintégreront par l'émission d'une particule α , à cause de l'intensité de la force électrique répulsive. L'ajout de plus de neutrons dilue la

force électrique, ce qui peut prévenir la désintégration α , au prix de la désintégration β , causée par un rapport N/Z trop élevé.

4.1 Les noyaux riches en neutrons

Dans le cas des noyaux légers, il est assez facile d'obtenir un rapport N/Z défavorable en ajoutant un neutron à un noyau stable (par absorption de neutrons). En ajoutant, par exemple, un neutron à un noyau de ^{18}O , on obtient un atome de ^{19}O instable. On appelle *activation*, la transformation d'un atome stable en atome instable. L'absorption d'un neutron ne provoque pas toujours l'activation. Par exemple, l'ajout d'un neutron à ^1H , produit ^2H , un noyau stable.

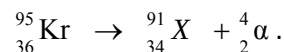
La fission d'un noyau lourd en deux noyaux de masse intermédiaire est une autre méthode permettant d'obtenir des noyaux riches en neutrons. Il est presque assuré que ces produits de fission seront instables. (Toutefois, un produit de fission stable pourrait naître d'une fission inégale.) Considérons la fission d'un noyau de ^{235}U dont le rapport N/Z est environ 1,55. Les noyaux issus de sa fission auront un rapport N/Z proche de 1,55, ce qui est trop élevé pour un noyau de masse intermédiaire. La ligne tirée de la figure 4.1 indique la position de tous les noyaux dont le rapport N/Z est proche de 1,5. Seuls les noyaux stables les plus lourds tombent sur cette ligne.

Par exemple, supposons que les deux produits de fission sont $^{95}_{36}\text{Kr}$ et

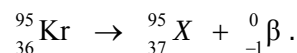
$^{139}_{56}\text{Ba}$. Si nous plaçons ces deux points sur le graphique, nous pouvons

constater qu'ils sont éloignés de la zone de stabilité. Ils se désintégreront en émettant une particule. Cette particule sera-t-elle un alpha ou un bêta? On peut essayer de le déduire. Supposons que le

$^{95}_{36}\text{Kr}$ soit un émetteur d'alpha, ainsi :



Où, dans le graphique, ce nouveau noyau tombera-t-il? Sera-t-il plus stable? moins stable? aussi stable? En fait, il sera aussi instable et, en conséquence, la désintégration par émission d'un alpha est improbable. Nous pouvons faire une deuxième tentative et essayer une désintégration bêta (ce qui souvent est un meilleur choix) :

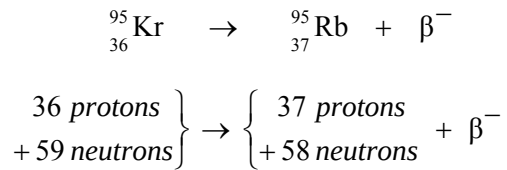


Où ce produit de filiation tombe-t-il sur le graphique? Il est mieux placé que le précédent. Nous pouvons donc présumer que l'émission

d'un bêta est plus probable. Les expériences confirment ce résultat. Puisque la plupart des produits de fission possèdent trop de neutrons, ils se désintègrent par émission d'un bêta. Certains produits de fission instables éjectent immédiatement un neutron à la suite d'un électron. (On les appelle neutrons retardés.) Aucun produit de fission n'émet de particules alpha.

4.2 Transformation des nucléons

Lors de l'éjection d'un bêta, le nombre de nucléons reste constant, bien qu'un nucléide se soit transformé. À l'intérieur du noyau, un neutron s'est transformé en proton.



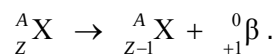
Le phénomène inverse se produit pour certains noyaux. Un proton peut se transformer en neutron en émettant un électron positif (un positron) ou en capturant un électron sur une orbite comme nous le décrivons plus loin.

4.3 Les noyaux pauvres en neutrons

Il existe plusieurs noyaux pauvres en neutrons (ils se trouvent sous la courbe de la figure 4.1), mais il est peu probable qu'on les retrouve dans les réacteurs CANDU. Quels types de particules, émettront-ils? On peut procéder par essai et erreur comme au paragraphe 4.1. Seront-ils des émetteurs de particules alpha? bêta? Il est facile de voir que ces deux choix ne sont pas satisfaisants.

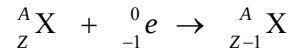
Ces noyaux pauvres en neutrons se désintégreront par émission d'un positron, la capture d'un électron ou les deux. Rappelons qu'un positron est un électron chargé positivement : hormis sa charge positive, il est identique à un électron. Au dernier chapitre, nous avons vu qu'un électron et un positron pouvaient s'annihiler mutuellement en émettant deux rayons γ .

Si dans l'équation de désintégration bêta, on remplace l'électron par un positron, on obtient :



Si, sur la figure 4.1, on localise ${}^A_{Z-1}X$, on constate que ce noyau fils est plus proche de la région de stabilité que son noyau père, A_ZX .

Lors d'une capture électronique (aussi appelée capture K, parce que l'électron de la couche K est happé par le noyau), nous pouvons écrire :



Le noyau produit est le même que celui issu de l'émission d'un positron. Dans chaque cas, un proton du noyau a été transformé en neutron.

4.4 Noyaux lourds

Les noyaux dont le numéro atomique est supérieur à 83 peuvent se désintégrer de plusieurs façons. La plupart des noyaux lourds trouvés dans la nature émettent des particules α , certains émettent des particules β et seuls quelques-uns subissent une fission spontanée. Certains noyaux lourds artificiels émettent des positrons (ce qui est rare) ou se transforment par capture électronique (ce qui est plus probable).

4.5 Notions principales

- Le rapport N/Z , ou $n:p$, d'un noyau permet de prédire sa stabilité relativement à la désintégration β .
- Le rapport N/Z des noyaux légers avoisine 1/1, par exemple pour ${}^{16}\text{O}$, ${}^{12}\text{C}$ et ${}^5\text{B}$. Ce rapport augmente jusqu'à 1,5 pour les noyaux les plus lourds, par ex. : ${}^{235}\text{U}$ et ${}^{197}\text{Au}$.
- Les produits de fission ont habituellement un rapport N/Z trop élevé pour leur masse.
- Les noyaux soumis à un bombardement de neutrons, les absorbent et deviennent des nucléides riches en neutrons.
- Parfois l'émission d'un neutron retardé suit une désintégration β .

- Les noyaux pauvres en neutrons se désintègrent par l'émission d'un positron (un antiélectron) ou par capture électronique.
- Il existe plusieurs mécanismes de désintégration pour les noyaux lourds : α , β et fission spontanée.

4.6 Exercices

1. Pourquoi tous les noyaux, sauf le ^1H , comptent-ils des neutrons?
2. Prédisez le type de particules émis par les noyaux suivants en utilisant le graphique de la figure 4.1. Vérifiez vos réponses à l'aide du tableau des nucléides ou d'une table des isotopes.
 ^{90}Sr , ^{87}Br , ^{135}Xe , ^{135}I , ^{131}I , ^{149}Sm , ^{60}Co , ^{10}B , ^{16}N , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{64}Cu , ^{56}Mn , ^3H , ^{137}Cs .
3. Pour un noyau, quelle est la conséquence d'un rapport neutron/proton trop faible ou trop élevé?
4. Soit le noyau lourd naturel ^{238}U , écrivez les stades de la désintégration jusqu'à la production d'un noyau stable. Utilisez le graphique des nucléides. Vous pouvez répéter cet exercice en déduisant la chaîne de désintégration de ^{235}U .

5 Activité et période

On définit l'*activité* d'une substance radioactive comme le nombre de désintégrations par unité de temps, habituellement, par seconde. Le becquerel est l'unité de mesure du Système international et il correspond à une désintégration radioactive par seconde. L'autre unité couramment employée est la curie (Ci) qui équivaut à $3,7 \times 10^{10}$ Bq, soit l'activité de un gramme de radium 226. La découverte du radium a valu à Marie Curie le premier de ses deux prix Nobel.

5.1 Loi de la désintégration radioactive

Une substance radioactive se désintègre à un taux fractionnaire fixe. Autrement dit, à chaque seconde, une fraction constante du nombre total d'atomes présents se désintègre. Ainsi, le nombre d'atomes disparaissant par unité de temps est proportionnel à la quantité de la substance donnée.

Considérons un échantillon particulier de radionucléides. Puisque la désintégration continue réduit la taille de l'échantillon, son activité décroît également. Ce phénomène se poursuit jusqu'à l'épuisement de la substance. On peut voir à la figure 5.1 l'évolution de la quantité de matière Q (le nombre de radionucléides), en fonction du temps T .

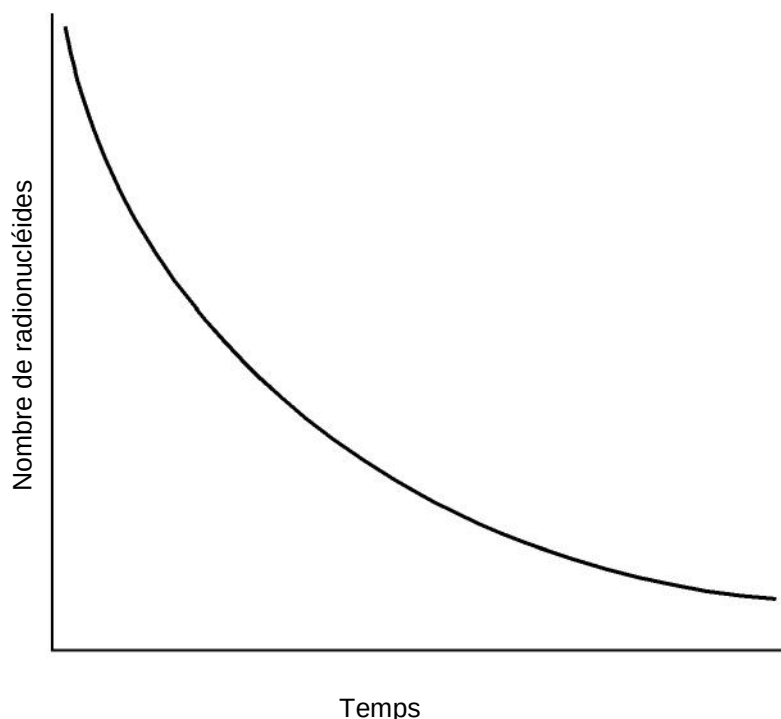


Figure 5.1 — Nombre de radionucléides en fonction du temps

Puisque l'activité est proportionnelle à la quantité de substance radioactive, on peut aussi tracer l'activité en fonction du temps (figure 5.2).

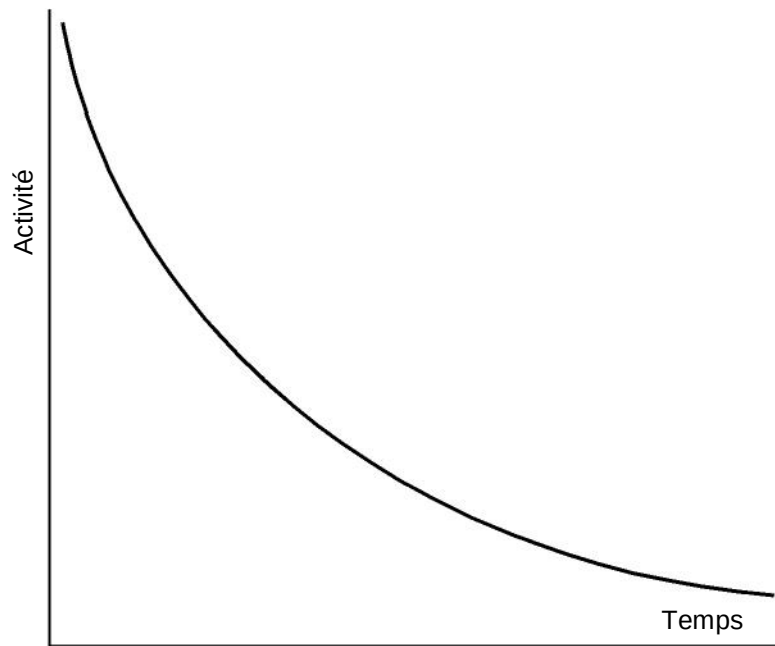
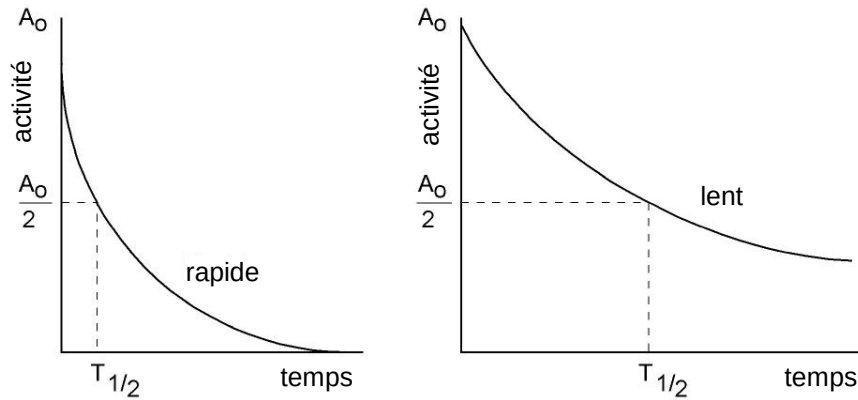


Figure 5.2
Activité d'une substance radioactive en fonction du temps

Mathématiquement, les graphiques des figures 5.1 et 5.2 sont identiques, seules l'échelle verticale diffère. En pratique, nous utilisons la deuxième forme, puisque l'activité est la quantité normalement mesurée et est celle qui nous intéresse le plus. Souvent nous ne sommes pas intéressés à connaître la quantité exacte de substance radioactive. Par exemple, l'activité du modérateur donnée en curies par kilogramme nous donne une indication claire du danger du rayonnement, mais ne nous indique pas directement la quantité de tritium présente dans le modérateur.

5.2 La période radioactive

Les graphiques de l'activité en fonction du temps de différentes substances radioactives révèlent qu'elles ont chacune un taux différent de désintégration (figure 5.3). La notion de *période* permet de différencier ces taux différents (figure 5.4). La période, dénotée $T_{1/2}$, est l'intervalle de temps nécessaire pour que l'activité d'un échantillon se trouve réduite de moitié.



**Figures 5.3 A et B —
Évolution de l'activité de deux substances radioactives**

On définit la période comme étant le temps nécessaire pour passer d'une activité A_0 à l'activité moitié moindre, $A_0/2$. Le point de départ — la valeur de A_0 — n'a pas d'importance particulière pour une courbe exponentielle. Quel que soit le point de départ sur la courbe, le temps nécessaire pour que l'activité tombe de moitié est toujours le même (figure 5.4).

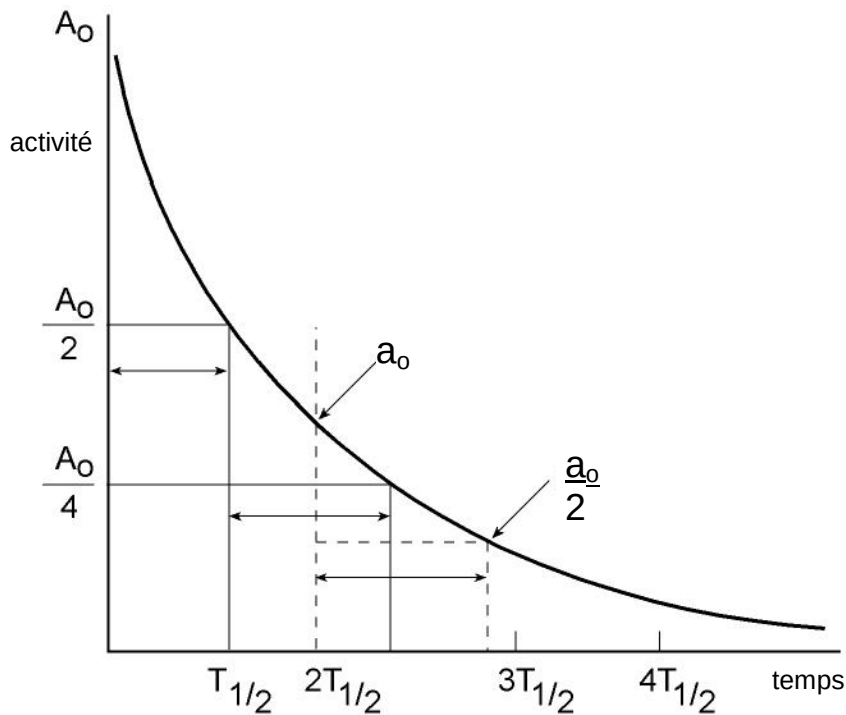


Figure 5.4 – Activité et période

Le temps requis pour passer de A_0 à $A_0/2$ est identique que celui nécessaire pour passer de $A_0/2$ à $A_0/4$ ou passer de a_0 à $a_0/2$. On peut dériver la formule $A_t = A_0 \cdot \left(\frac{1}{2}\right)^n$, où n est le nombre de périodes ($n = t / T_{1/2}$), et t le temps écoulé. On suppose normalement que n est entier, mais il n'est pas nécessaire qu'il le soit.

Une autre forme de l'équation $A_t = A_0 \cdot \left(\frac{1}{2}\right)^n$ est : $\frac{A_0}{A_t} = 2^n$.

Avant d'étudier les exemples qui suivent, essayez les exercices de fin de chapitre. Plusieurs personnes trouvent qu'il est plus facile de faire les calculs que de lire à leur sujet.

Exemples

1. Soit une substance radioactive dont l'activité est de 6144 Bq. Combien de périodes faudra-t-il attendre pour que l'activité ait décri à 6 Bq?

$$\frac{A_0}{A_t} = 2^n$$

En remplaçant les valeurs :

$$\frac{6144}{6} = 2^n,$$

$$1024 = 2^n,$$

$$\therefore n = 10.$$

Réponse : dix périodes sont nécessaires pour que l'activité tombe de 6144 à 6 Bq.

2. Après six périodes, quelle sera l'activité d'une substance dont l'activité est de 192 Bq?

$$A_t = A_0 \cdot \left(\frac{1}{2}\right)^n$$

$$A_t = 192 \cdot \left(\frac{1}{2}\right)^6 = 192 \times \frac{1}{2} \times \frac{1}{2} \times \frac{1}{2} \times \frac{1}{2} \times \frac{1}{2} \times \frac{1}{2}$$

ou
$$\frac{192}{2^6} = \frac{192}{64},$$

donc :
$$A_t = 3 \text{ Bq}.$$

Réponse : Après six périodes, l'activité sera tombée de 192 Bq à 3 Bq.

3. Si la période de la substance mentionnée au premier exemple est de 25 minutes, quel est le temps t ?

$$\begin{aligned} t &= nT_{1/2} \\ &= 10 \text{ périodes} \times 25 \text{ minutes} \\ &= 250 \text{ minutes, soit } 4 \text{ h } 10 \text{ m} \end{aligned}$$

5.3 Étendue des périodes

Les périodes peuvent être très courtes (fractions de seconde) ou très longues (milliards d'années). Leur étendue, relativement à la vie du réacteur, à la durée d'exploitation, à la longueur des arrêts, à la vie du combustible, etc. est un paramètre important du fonctionnement d'une centrale.

Par exemple, le combustible CANDU frais est composé d'uranium naturel. Le ^{238}U a une période de 4,5 milliards d'années, alors que celle du ^{235}U est de 700 millions. Bien que ces deux nucléides se désintègrent en émettant un α , l'activité du combustible ne change pas pendant toute la vie du réacteur. Le combustible frais sera le même, quel que soit le temps pendant lequel on le conserve. Toutefois, la période du ^{16}N (produit par l'activation dans le cœur du réacteur) n'est que de sept secondes, son activité change si rapidement qu'il est difficile d'en calculer les variations.

Le combustible épuisé (irradié) contient des isotopes d'uranium et de neptunium dont la désintégration engendre du plutonium fissile. Le ^{239}U et le ^{239}Np ont, respectivement, des périodes de 23 minutes et 2,3 jours. Ils se transforment très rapidement ^{239}Pu . Puisque le ^{239}Pu se désintègre par émission α sur une période 25 000 ans, la quantité de cet élément présente dans le combustible irradié ne diminuera pas au cours des une ou deux années que la grappe passera dans le réacteur.

Puisque l'activité (le taux de désintégration) dépend de la période, sa valeur peut varier considérablement. Le becquerel est une toute petite unité d'activité, normalement utilisée avec un préfixe; par exemple, le

kilobecquerel ($1 \text{ kBq} = 10^3 \text{ Bq}$), le mégabecquerel ($1 \text{ MBq} = 10^6 \text{ Bq}$), le gigabecquerel ($1 \text{ GBq} = 10^9 \text{ Bq}$) et, parfois, le térabecquerel ($1 \text{ TBq} = 10^{12} \text{ Bq}$). Le curie, par contre, est une grosse unité. Ainsi, on utilise habituellement le millicurie ($1 \text{ mCi} = 10^{-3} \text{ Ci}$), le microcurie ($1 \mu\text{Ci} = 10^{-6} \text{ Ci}$), le picocurie ($1 \text{ pCi} = 10^{-12} \text{ Ci}$) ou, plus rarement, le nanocurie ($1 \text{ nCi} = 10^{-9} \text{ Ci}$). Par exemple, une contamination avec $8 \times 10^{-9} \text{ g}$ de ^{131}I (environ $3,7 \times 10^{13}$ atomes de ^{131}I) créera une activité d'environ 1 mCi, soit 37 MBq.

5.4 Notions principales

- L'*activité* est le taux de désintégration d'une substance radioactive.
- On mesure l'activité en désintégration par seconde (d.p.s.), en becquerels (Bq) ou en curies (Ci).
- Les noyaux se désintègrent exponentiellement, chaque type de noyau ayant une période caractéristique.
- Les périodes peuvent avoir des valeurs très petites ou très grandes : d'une fraction de seconde à des milliards d'années.

5.5 Exercices

1. Écrivez la relation entre le nombre de désintégration par seconde et le becquerel.
2. Nommez une unité largement utilisée pour mesurer l'activité, autre que le becquerel.
3. La période radioactive du ^{59}Fe est de 45 jours. Si l'activité d'un échantillon est de 1000 désintégrations par seconde, quelle sera son activité après une année?
4. Soit un échantillon radioactif dont l'activité est de 2×10^7 Bq, après 20 jours, son activité est descendue à 2×10^4 Bq. Quelle est donc la période de cet échantillon? (Calculez la période, à la valeur entière la plus proche.)

6 Les neutrons et leurs interactions

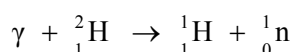
Les neutrons sont nécessaires au fonctionnement des réacteurs nucléaires. Les collisions de ces particules provoquent les fissions qui engendrent la chaleur dans les réacteurs CANDU et produisent de nouveaux neutrons. Les neutrons participent à d'autres réactions qu'il est important de connaître.

6.1 Production de neutrons

Dans un réacteur CANDU, la plupart des neutrons proviennent directement des fissions. Pendant la production, environ ½ % des neutrons proviennent de la désintégration des produits de fission; ce sont les neutrons instantanés et les neutrons retardés, que nous discuterons plus loin. Dans un réacteur CANDU, la seule autre source importante de neutrons est l'émission de photoneutrons (ou neutrons photonucléaires).

6.1.1 Le photoneutron

Un rayon gamma énergétique peut interagir avec un noyau de deutérium et provoquer l'éjection d'un neutron. Le noyau de deutérium se fissionne en un noyau d'hydrogène ordinaire et un neutron libre.



Pour réaliser cette réaction, un rayon gamma doit avoir une énergie d'au moins 2,22 MeV. Dans cet exemple, un rayon gamma de 2,22 MeV est absorbé et la masse totale augmente de 0,00239 u. La réaction du photoneutron est un exemple de conversion d'énergie en masse, tout comme la production d'une paire électron-positron discutée au chapitre 3. On peut exprimer le seuil d'énergie par la différence de masse entre le noyau de deutérium et les produits de réaction (l'atome d'hydrogène et le neutron) ce qui donne un facteur utile permettant de convertir la masse en énergie : 1 u = 931,5 MeV.

6.2 Interactions neutroniques

Dans cette partie, nous présentons les cinq réactions possibles entre un neutron et un noyau. Les deux premières sont des réactions de diffusion dont l'un des produits est un neutron. Les autres réactions sont des réactions d'absorption, le neutron se soude au noyau et une particule est émise.

6.3 Diffusion élastique — (n, n)

La diffusion élastique rappelle la collision entre des boules de billard. Un neutron frappe un noyau, lui transfère de l'énergie et rebondit dans une direction différente. (Parfois le noyau absorbe le neutron puis le réémet avec la même énergie cinétique.) La fraction de l'énergie de départ qui sera absorbée par le noyau dépend de l'angle d'incidence — en plein « front » ou avec un angle — tout comme une boule frappée par la boule de choc sur un billard. Le noyau cible absorbe l'énergie perdue par le neutron et se déplace ensuite à plus grande vitesse.

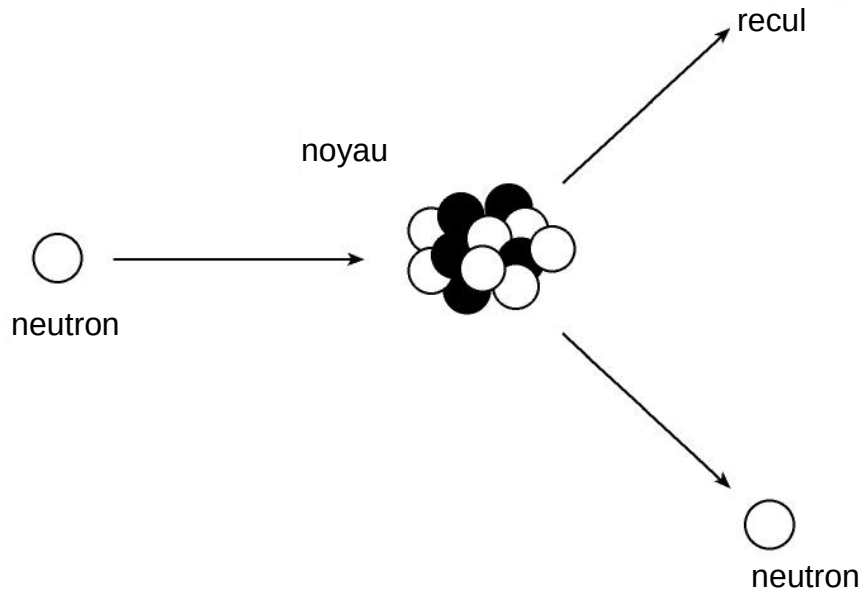


Figure 6.1 — Diffusion élastique

Les noyaux légers sont les « ralentisseurs de neutrons » les plus efficaces. Lorsqu'un neutron heurte un noyau lourd, il rebondit en ayant perdu que peu de vitesse et communique très peu d'énergie — un peu comme si l'on percutait un boulet de canon avec une boule de billard. D'autre part, les neutrons ne seront pas plus diffusés par le nuage d'électrons légers autour du noyau, mais continueront en ligne droite, un peu comme une balle lancée dans le brouillard.

6.4 Diffusion inélastique — (n, n γ)

Lors d'une collision avec un noyau, un neutron peut être absorbé momentanément. Ce noyau composé sera dans un état excité. Il se désexcitera en émettant un nouveau neutron, moins énergétique, et un photon gamma qui emportera la différence d'énergie. Cette interaction est la *diffusion inélastique*. Habituellement, elle ne se produit que lors

de l'interaction entre un neutron très rapide et un noyau lourd, et elle ne joue pas un rôle crucial dans la marche des réacteurs.

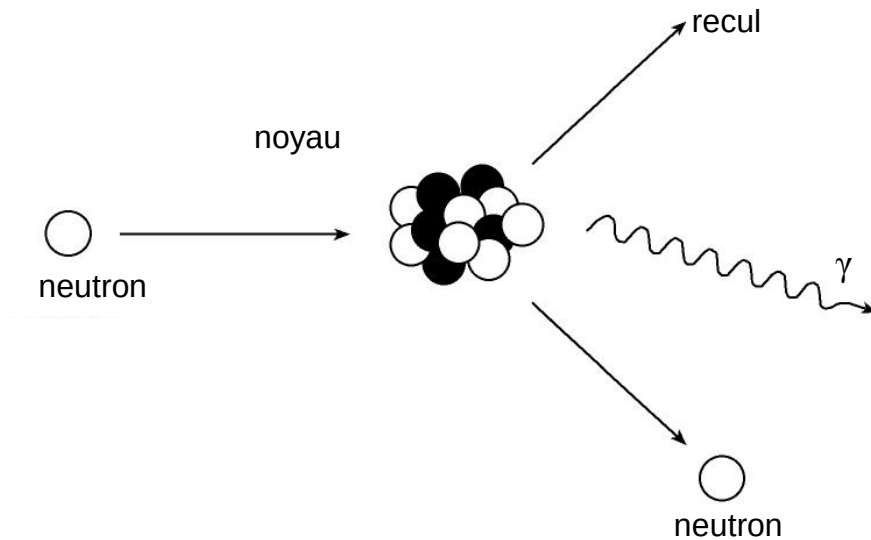


Figure 6.2 — Diffusion inélastique

6.5 Transmutation — (n, p), (n, α)

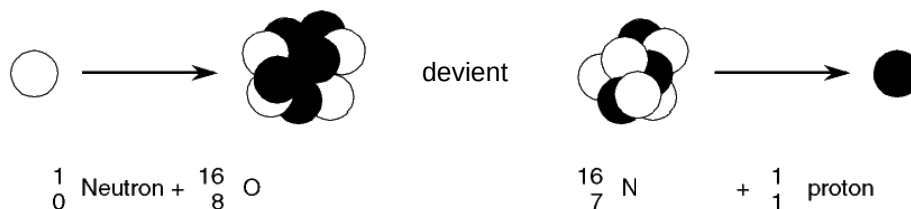
Un noyau peut absorber un neutron pour former un noyau composé qui se désexcitera en émettant une particule chargée : un proton ou une particule alpha. Un noyau différent est produit par cette réaction nommée transmutation.

La transmutation est la transformation d'un élément en un autre, par réaction nucléaire.

Exemples :

6.5.1 Réaction neutron-proton (n, p)

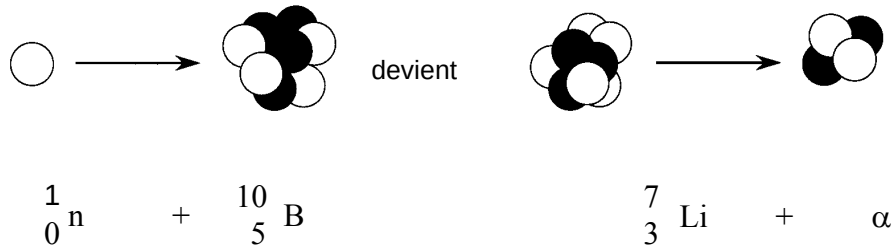
L'oxygène 16 capture un neutron et émet un proton pour former de l'azote 16.



Le produit, l'azote 16, est radioactif et sa période est de 7,1 secondes. C'est un exemple de réaction d'activation. L'azote 16 émet des particules bêta et, surtout, des rayons gamma très pénétrants.

6.5.2 Réaction neutron-alpha (n, α)

La capture d'un neutron par le bore 10 provoque la réaction suivante :

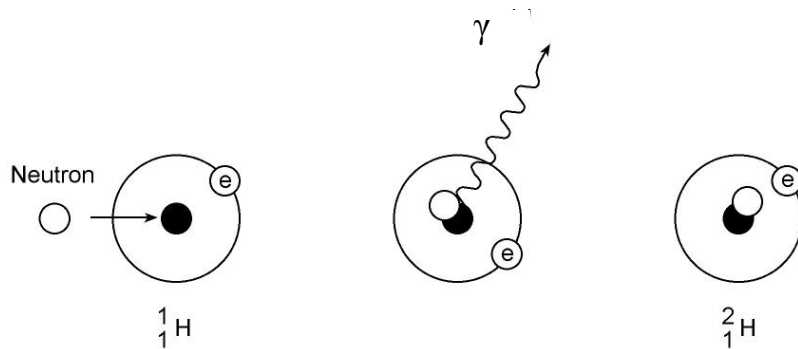


6.6 Capture radiative — (n, γ)

C'est la réaction nucléaire la plus courante. Le noyau composé ainsi formé n'émet qu'un photon gamma. En d'autres termes, le noyau produit est un isotope du noyau cible. Son nombre de masse augmente de 1.

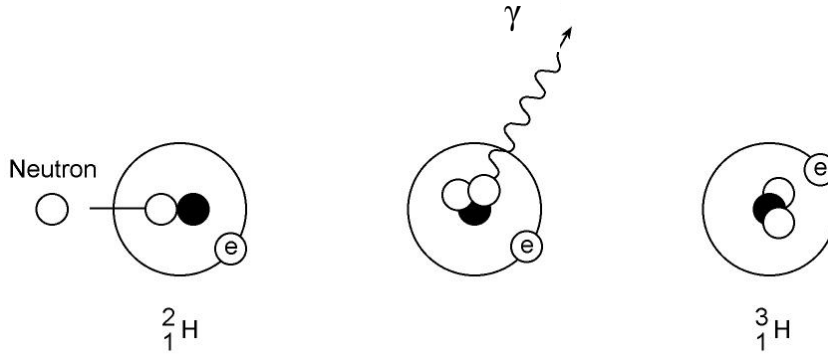
Exemples

La capture radiative la plus simple est l'absorption d'un neutron par un noyau d'hydrogène pour former du deutérium (ou hydrogène lourd).



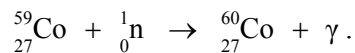
Le deutérium formé est un noyau stable. Toutefois, plusieurs noyaux produits par la capture radiative sont radioactifs et émettent des bêtas et des gammas.

La capture radiative d'un neutron par le deutérium produit le tritium.



Le tritium est instable et constitue un danger de rayonnement important dans les centrales CANDU.

La capture d'un neutron par capture radiative par l'isotope stable du cobalt 59 produit le cobalt 60 très radioactif.



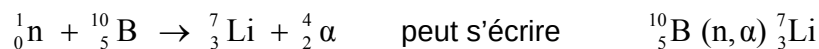
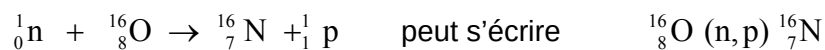
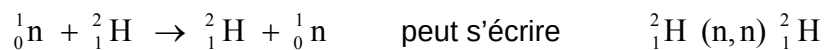
La vie du cobalt 60 est assez longue (5¼ ans), il se désintègre en émettant un rayon gamma très pénétrant, ce qui en fait un danger grave dans les substances corrodées ayant subi une activation radioactive. L'acier normal contient une petite proportion de cobalt, toutefois pour réduire les dangers de radioactivité, sa concentration est limitée dans les matériaux de qualité nucléaire.

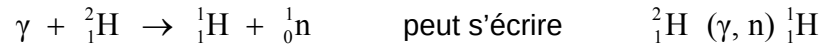
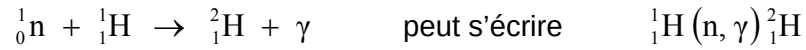
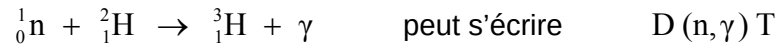
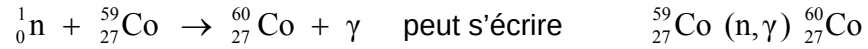
On utilise communément le cobalt 60 en radiothérapie.

6.7 Fission

On traitera de cette réaction capitale au prochain chapitre.

Les cinq réactions neutroniques présentées dans ce chapitre se divisent en deux types : la diffusion (les deux premières) et l'absorption (les trois autres). Les exemples qui suivent illustrent une notation abrégée de ces réactions :



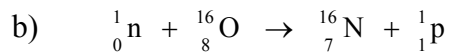
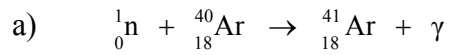


6.8 Notions principales

- Les sources importantes de neutron dans un réacteur sont : la fission, les neutrons retardés et l'émission de photoneutrons.
- Les photoneutrons sont émis d'un noyau lorsqu'un rayon gamma très énergétique est absorbé par un neutron ce qui provoque l'éjection d'un neutron.
- Dans un réacteur CANDU, la réaction photoneutronique la plus importante est l'émission d'un neutron par un noyau de deutérium à la suite de l'absorption d'un rayon gamma dont l'énergie est supérieure à 2,2 MeV.
- Il existe deux types de diffusion pour les neutrons : élastique et inélastique.
- Les neutrons peuvent également causer des réactions de transmutation. L'absorption d'un neutron par un noyau suivie de l'émission d'une autre particule est une transmutation.
- Les réactions (n, p) et (n, α) sont les processus de transmutation les plus communs.

6.9 Exercices

1. Écrivez l'équation de l'émission d'un photoneutron par un noyau de deutérium.
2. Décrivez les diffusions élastique et inélastique des neutrons.
3. Nommez les réactions suivantes :



4. Énumérez les exemples de réactions neutroniques de ce chapitre qui sont aussi des activations.
5. Complétez les équations suivantes et nommez la réaction. (Les numéros atomiques du carbone, de l'azote et de l'oxygène sont respectivement 6, 7 et 8.)
 - a) ${}^{13}\text{C} (\text{n}, \gamma) ?$
 - b) ${}^{17}\text{O} (\text{n}, \text{p}) ?$
 - c) ${}^{17}\text{O} (\text{n}, \alpha) ?$
 - d) ${}^{14}\text{N} (\text{n}, \text{p}) ?$

6. Complétez le tableau suivant :

Nom de la réaction	Type de réaction (n,x)	Noyau cible	Noyau produit
?	(n, γ)	${}_1^2\text{H}$	?
transmutation	(n, p)	?	${}_7^{16}\text{N}$
capture radiative	?	${}_8^{18}\text{O}$	?
?	(n, ?)	${}_6^{12}\text{C}$	${}_6^{13}\text{C}$

7 La fission

En 1939, Otto Hahn et Fritz Strassmann bombardent des noyaux de ^{235}U et découvrent que, parfois, ils se fissionnent en deux noyaux de masse moyenne. Ils découvrent au même moment que :

1. de l'énergie était libérée,
2. des neutrons supplémentaires étaient éjectés.

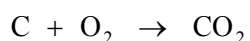
On a baptisé fission, la division d'un noyau lourd en deux noyaux plus légers. Dès qu'ils apprirent cette découverte, Lise Meitner et Otto Frisch déduisirent que l'on pourrait exploiter les neutrons issus de la fission pour provoquer d'autres fissions, en avalanche, et libérer ainsi d'énormes quantités d'énergie.

7.1 Énergie libérée par la fission

Avant le XX^e siècle, l'on croyait que la masse et l'énergie étaient des quantités distinctes, chacune régie par leur propre loi de conservation.

- a) D'après la loi de la conservation de la masse, la masse ne peut être ni créée ni être détruite.
- b) D'après la loi de la conservation de l'énergie, l'énergie ne peut être ni créée ni être détruite.

La combustion du carbone illustre ces deux lois. Un atome de carbone réagit chimiquement avec une molécule d'oxygène conformément à l'équation suivante :



Chaque réaction libère presque 5 eV d'énergie. Si l'on collecte tout le dioxyde de carbone (CO_2) produit par la combustion d'une certaine quantité de carbone (C) et qu'on le pèse, on constate que la masse de ce gaz est égale à la masse combinée du carbone et de l'oxygène (O_2). La masse est donc conservée.

Les 5 eV d'énergie thermique libérée proviennent de l'énergie chimique potentielle convertie en chaleur par la combustion. L'énergie est transformée d'une forme en une autre, mais elle n'est ni créée ni détruite. La quantité totale d'énergie ne change pas, elle est donc conservée.

On peut appliquer ces deux lois de conservation à la plupart des phénomènes, sauf à la fission et aux autres réactions nucléaires qui semblent les transgresser. La destruction de masse crée de l'énergie, alors que la destruction d'énergie crée de la masse. Dès 1905, Albert Einstein avait prédit la conversion masse-énergie. En résolvant des paradoxes de la physique classique, il démontra que masse et énergie étaient liées entre elles :

$$E = mc^2,$$

où : E : une quantité d'énergie (en joules)
 m : une variation de masse (en kilogrammes)
 c : la vitesse de la lumière (environ 3×10^8 m/s)

Cette relation est exacte, quoiqu'elle ne soit pas mesurable dans les réactions chimiques. Considérons, par exemple, la combustion complète d'un kilo de charbon.

On tire $3,36 \times 10^7$ joules de la combustion d'un kilogramme de charbon, soit presque 10 kWh ($3,6 \times 10^6$ J = 1 kWh).

De $E = mc^2$,

$$m(\text{convertie}) = \frac{E}{c^2} = \frac{3,36 \times 10^7 \text{ J}}{(3 \times 10^8 \text{ m/s})^2} = 3,7 \times 10^{-10} \text{ kg}.$$

Il est impossible de mesurer cette fraction minime du kilogramme initial de charbon.

Un calcul analogue montre que brûler un atome de carbone convertit en énergie que quelques milliardièmes d'unité de masse.

Énergie de la conversion d'un atome de C en CO₂ : 5 eV.

En utilisant le facteur de conversion masse-énergie de 931,5 MeV/u, on obtient une masse de :

$$5 \times 10^{-6} \text{ MeV} / 931,5 \text{ (MeV/u)} = 0,000\,000\,005\,4 \text{ u}.$$

Ce qui représente un dix-millième de la masse d'un électron. Nous n'avons pas la technologie nécessaire pour mesurer un si petit écart de masse.

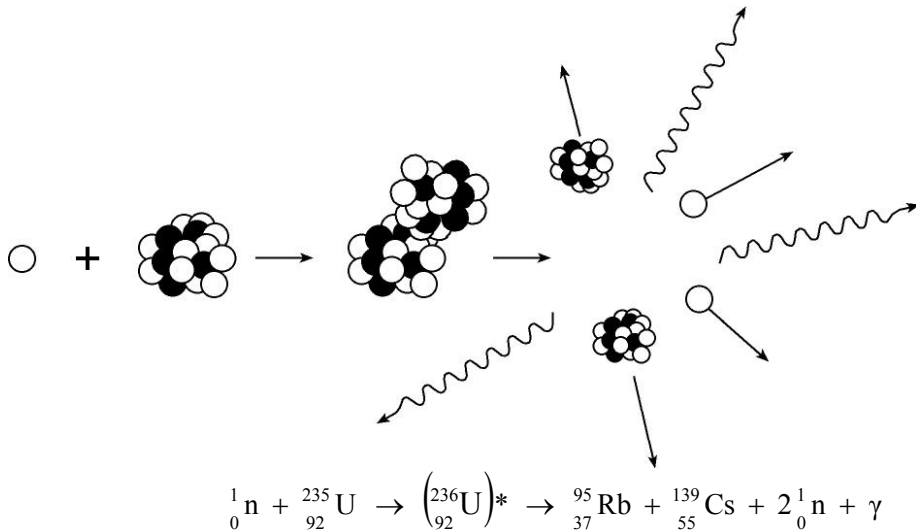
Aux fins de comparaison, considérons la fission complète de un gramme de ^{235}U .

Énergie de la fission de un gramme de ^{235}U : $8,2 \times 10^{10}$ joules, ce qui correspond à près de 1 MWj (un mégawatt-jour) d'énergie thermique [24 000 kWh = 1 MWj].

$$m(\text{convertie}) = \frac{E}{c^2} = \frac{8,2 \times 10^7 \text{ J}}{(3 \times 10^8 \text{ m/s})^2} = 9 \times 10^{-4} \text{ g}$$

Pour produire 1 MWj, il a fallu convertir presque 1 mg de la masse en énergie, soit 0,1 % de la masse de départ, une quantité mesurable. Cet exemple montre que la fission de tous les atomes contenus dans un gramme de ^{235}U produirait 1 MWj d'énergie thermique. Une seule fission ne produit pas beaucoup d'énergie, mais un gramme d'uranium naturel contient $1,8 \times 10^{19}$ atomes de ^{235}U et un réacteur CANDU peut en fissionner presque les trois quarts. (Comparez l'énergie tirée d'un gramme d'uranium 235 à celle tirée d'un kilogramme de charbon.)

Considérons en détail la fission d'un atome de ^{235}U . Un neutron pénètre dans le noyau pour former un noyau de ^{236}U très excité qui se fissionne. La figure suivante montre une fission typique :

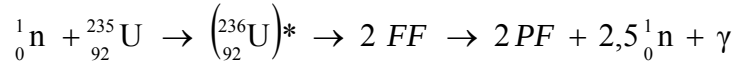


Masse des réactifs :	236,05 u
Masse des produits :	<u>235,865 u</u>
Masse convertie :	0,19 u

La transformation de 0,19 u de masse a libéré instantanément presque 180 MeV d'énergie. Si l'on y ajoute l'énergie subséquentement libérée par les désintégrations radioactives, on tire près de 200 MeV de la fission.

7.2 Fragments de la fission

L'équation générale de la fission de l'uranium est :



Le noyau composé, formé de la capture du neutron thermique possède un énorme excédent d'énergie. L'astérisque indique que l'uranium 236 est excité. L'équation montre la fission instantanée du noyau composé, en deux *fragments de fission* : FF.

Les premiers fragments de fission s'échappent du lieu de la fission avec des vitesses d'environ 9×10^6 m/s (soit 32 millions de kilomètres à l'heure). La plus grande partie de l'énergie de fission (≈ 84 %) est sous forme d'énergie cinétique des fragments de fission.

Les fragments portent une très forte charge positive. Ils sont rapidement freinés et déposent leur énergie sur une très petite distance (moins de 5×10^{-4} cm). L'énergie d'ionisation est communiquée à la matière environnante (le combustible). L'excitation des atomes proches et quelques collisions directes des fragments sur les noyaux atomiques transfèrent un peu d'énergie. Le combustible s'échauffe à cause de l'agitation des atomes et molécules provoquée par ces interactions.

Les premiers fragments sont fortement excités et instables. Ils se désintègrent quasi instantanément en d'autres noyaux instables, mais dont la période est plus longue, appelés *produits de fission*, PF, dans l'équation ci-dessus. Les neutrons de fission et les rayons gamma instantanés, qui apparaissent dans l'équation, sont émis par ce processus.

Les produits de fission ont une proportion de neutrons et de protons semblable à celle du noyau de ${}^{235}\text{U}$ (soit $N/Z = 143/92 = 1,55$). Ils sont toutefois plus légers et le rapport neutron/proton nécessaire à leur stabilité est inférieur, soit environ 1,3 pour le fragment léger ($A \approx 95$) et 1,4 pour le fragment lourd ($A \approx 140$). Puisqu'ils comptent trop de neutrons, les produits de fission se désintègrent donc par l'émission d'une particule bêta et d'un rayon gamma.

La masse des produits de fission tombe dans la gamme étroite montrée à la figure 7.1. Une fission typique produit un fragment lourd et un fragment léger qui emporte avec lui la plus grande partie de l'énergie cinétique.

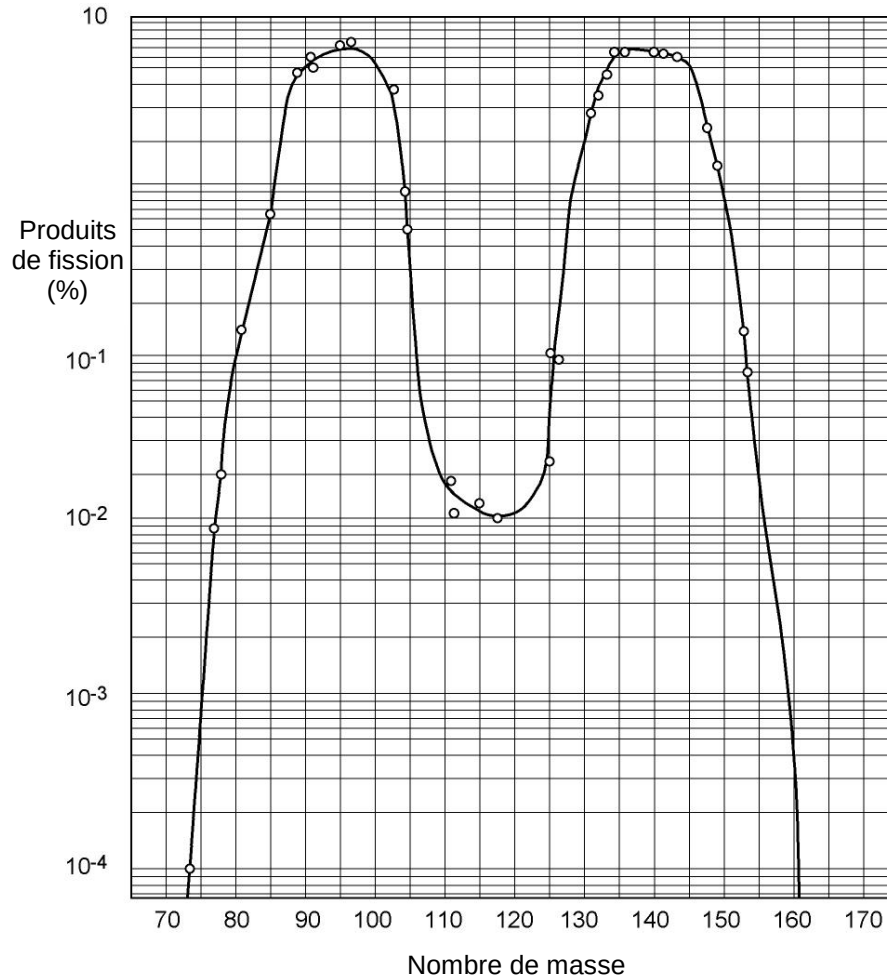


Figure 7.1 — Distribution des produits de fission

7.3 La réaction en chaîne

Une fission libère généralement entre zéro et cinq neutrons. La moyenne est d'environ 2,5 neutrons par fission d'atome d'uranium 235. Dans de bonnes conditions, ces neutrons provoqueront d'autres fissions. La figure 7.2 illustre la libération de deux neutrons par un neutron, suivi de celle de quatre neutrons par les deux neutrons de première génération, jusqu'à celle de seize neutrons à la quatrième génération. Après dix générations, plus de mille fissions auront été provoquées.

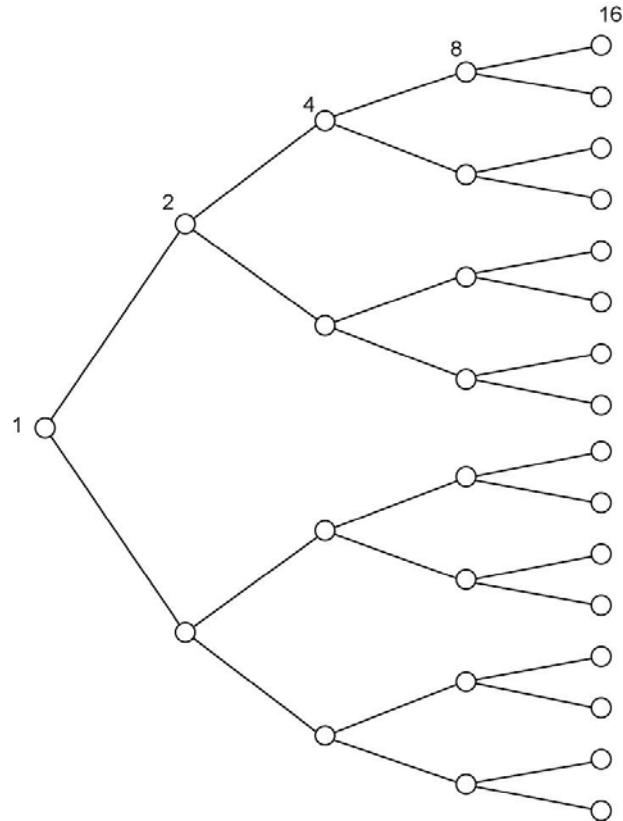


Figure 7.2
La réaction en chaîne

Cette génération exponentielle ne convient pas à la production d'électricité, laquelle exige une source d'énergie stable. Dans un réacteur de puissance, chaque fission ne doit provoquer qu'une seule autre fission. En conséquence, 1,5 neutron doit servir à autre chose qu'à provoquer une autre fission. On appelle *réaction en chaîne auto-entretenu*, cette condition particulière où chaque fission ne provoque qu'une seule autre fission. Nous en discuterons plus en détail dans un chapitre ultérieur.

7.4 Neutrons

7.4.1 Neutrons instantanés et retardés

La plupart (99,35 %) des neutrons issus de la fission de ^{235}U sont produits à l'instant même de la fission (10^{-14} secondes après l'absorption du neutron). Les 0,65 % restants sont émis par la désintégration d'une petite fraction de produits de fission.

On appelle neutrons instantanés les neutrons libérés au moment de la fission. En moyenne, un produit de fission existe pendant treize secondes avant d'émettre un neutron. On appelle *neutrons retardés* ces

neutrons qui, comme nous l'exposerons plus tard, sont indispensables pour la maîtrise du réacteur.

7.4.2 Énergie des neutrons

Les neutrons nés de la fission ont des énergies plutôt élevées : près de 2 MeV. Ces neutrons à haute énergie se déplacent à une fraction de la vitesse de la lumière — ce sont les *neutrons rapides*. Ils sont ralentis par leurs collisions élastiques et inélastiques avec les noyaux voisins, jusqu'à ce qu'ils soient en équilibre thermique (énergétique) avec leur environnement.

Une fois ralentis, ces neutrons se diffusent dans le cœur du réacteur et sont bousculés par les molécules voisines. (Lors de ces collisions subséquentes avec les molécules, il est tout aussi probable qu'un neutron absorbe ou perde de l'énergie.) On appelle *neutrons thermiques*, ces neutrons en équilibre thermique avec leur environnement. À 20 °C, l'énergie des neutrons thermiques est de 0,025 eV. Les neutrons thermiques sont des « neutrons lents ».

7.4.3 Le flux neutronique

La probabilité d'interaction d'un neutron thermique avec un noyau est beaucoup plus élevée que celle d'un neutron rapide. À tous les points du réacteur, l'effet des neutrons thermiques dépend, à la fois du nombre de neutrons et de leur vitesse. Ces deux propriétés sont résumées dans une quantité, le *flux neutronique*, que l'on représente par la lettre grecque ϕ (phi). Le flux neutronique est le nombre de neutrons traversant un volume (dans des directions aléatoires), à chaque seconde. Dans le cadre de ce cours, on peut penser que le flux neutronique est une fonction de la population de neutrons et qu'un flux plus élevé implique qu'un nombre plus grand de neutrons « visiteront » les cibles potentielles. La figure 7.3 montre le flux de neutrons thermiques dans un des réacteurs de la centrale de Bruce. Les distributions de ce flux seront discutées plus loin dans ce cours.

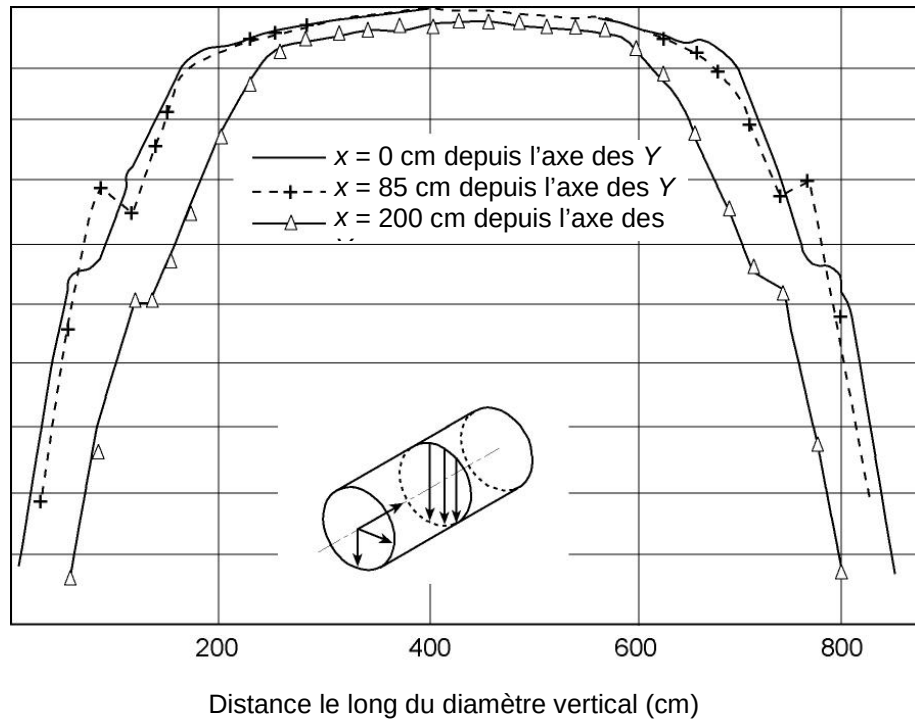


Figure 7.3
Flux neutronique

7.5 Section efficace des neutrons

Au chapitre 5, nous avons étudié deux types d'interactions neutroniques : la diffusion et l'absorption. La probabilité d'interaction avec un neutron dépend du type de noyau. Un noyau cible donné présente, pour chacune des réactions neutroniques, une probabilité d'interaction qui lui est particulière.

On appelle *section efficace* la probabilité de réaction d'un noyau cible soumis à un bombardement de neutrons. Elle est dénotée par la lettre grecque σ (sigma). Un noyau présente des sections efficaces différentes pour des réactions différentes, qui sont dénotées par différents indices : par exemple, σ_a dénote la section efficace d'absorption, alors que σ_f représente la section efficace pour la fission. Les sections efficaces sont mesurées en *barn* ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$). Le *barn* (en anglais : grange) est une grosse unité. Pour un neutron, une aire de 10^{-24} cm^2 est aussi grande qu'une porte de grange pour un humain. (On utilise aussi le femtomètre carré, $1 \text{ barn} = 100 \text{ fm}^2$).

On peut se représenter la section efficace neutronique, dont les dimensions sont celles d'une surface, comme la cible effective présentée par noyau bombardé par un neutron. Cependant, la section efficace n'a pas de relation directe avec la géométrie réelle du noyau, elle dépend de :

1. la composition de l'isotope cible,
2. l'énergie du neutron incident.

Nous discuterons de ces deux conditions dans les paragraphes suivants.

7.5.1 Effet de la composition

La section efficace de fission de l'uranium 235 par des neutrons est de 580 barns. Toutefois, cet isotope ne constitue que 0,7 % de l'uranium naturel. Le reste, 99,3 %, est composé d'uranium 238, dont la section efficace pour les neutrons thermiques est nulle. Ainsi, la section efficace pour la fission de l'uranium naturel (utilisé dans le combustible CANDU) est :

$$\sigma_f^{U^{nat}} = 0,993 \times 0 + 0,007 \times 580 \text{ barns} \approx 4 \text{ barns} .$$

Le combustible enrichi en ^{235}U , normalement utilisé dans les réacteurs à eau légère, présente une section efficace de :

$$\sigma_f^{enr 2\%} = 0,98 \times 0 + 0,002 \times 580 \text{ barns} \approx 11,6 \text{ barns} .$$

Ce qui montre que l'enrichissement accroît la section efficace de fission du combustible. Provoquer une fission est donc trois fois plus probable pour un neutron qui pénétrerait dans du combustible enrichi que s'il entrait dans du combustible CANDU.

Cent tonnes de combustible (une masse normale pour un grand réacteur) contiennent environ sept cents kilogrammes d'uranium 235, s'il s'agit d'uranium naturel, ou deux tonnes d'uranium 235 s'il s'agit d'uranium enrichi à 2 %. L'enrichissement rend possible la fission dans les réacteurs à eau légère, puisque cette réaction est en équilibre avec l'absorption des neutrons par l'eau. Les réacteurs CANDU sont conçus pour maximiser l'utilisation des neutrons et fonctionnent, en dépit de la probabilité inférieure de fission. Nous décrirons comment au prochain chapitre.

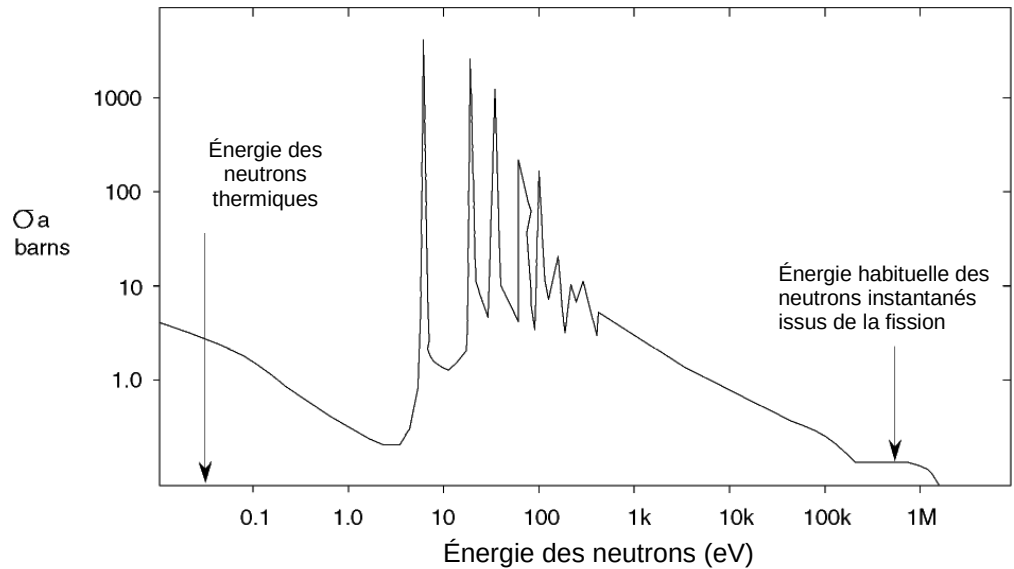


Figure 7.4 — Variation de la section efficace d'absorption par l'uranium 238, en fonction de l'énergie du neutron

7.5.2 Effet de l'énergie des neutrons

La section efficace de la réaction d'absorption diminue globalement en fonction de l'énergie des neutrons. Par exemple, la section efficace de fission pour ^{235}U d'un neutron thermique est de 580 barns, alors qu'elle n'est que de 2 barns pour un neutron rapide (2 MeV). En d'autres termes, la fission est plus probable (en fait, 290 fois plus probable) si les neutrons sont thermalisés.

La figure 7.4 montre la section efficace d'absorption des neutrons par l'uranium 238. La section efficace de l'uranium 238 pour l'absorption des neutrons thermiques diminue lentement en fonction de leur vitesse. Cette courbe est typique des sections efficaces d'absorption de la plupart des noyaux. La taille des cibles vues par des noyaux thermiques diminue à mesure que l'on augmente la vitesse des neutrons thermiques, toutefois, ces cibles sont visitées plus fréquemment. Pour beaucoup de substances, ces deux effets s'annulent et conséquemment l'absorption neutronique ne dépendra pas fortement de la vitesse des neutrons thermiques.

On appelle *pics d'absorption des neutrons par résonance*, les maximums de section efficace entre ≈ 10 eV et ≈ 1 keV, visibles à la figure 7.4. Le pic le plus élevé culmine à plus de 6000 barns. Ce sont les seules énergies auxquelles les neutrons sont très absorbés par l'uranium 238. Lorsqu'un neutron dont l'énergie avoisine ces valeurs

pénètre le combustible, il est presque sûr qu'il sera absorbé par l'uranium 238. La plupart des noyaux présentent des résonances, mais celles de l'uranium 238 sont particulièrement importantes, puisque l'on retrouve de grandes quantités de ces atomes dans le cœur des réacteurs CANDU.

7.6 Notions principales

- La fission d'un noyau se traduit par la libération d'énergie et l'éjection d'autres neutrons.
- L'énergie libérée provient de la conversion de la masse, selon la célèbre formule d'Albert Einstein : $E = mc^2$.
- Une seule fission libère environ 200 MeV d'énergie.
- Près de 85 % de l'énergie libérée est sous la forme d'énergie cinétique des produits de fission.
- Le reste est réparti entre les gammas émis au moment de la fission et l'énergie cinétique des neutrons.
- Après la fission, de l'énergie est encore libérée par la désintégration des produits de fission.
- On obtient une réaction en chaîne lorsque les neutrons éjectés par une fission provoquent la fission d'autres noyaux.
- Les neutrons rapides sont émis au moment de la fission.
- Les neutrons retardés sont émis après la fission, lors de la désintégration des produits de fission.
- Presque tous les noyaux absorbent des neutrons. On appelle *section efficace d'absorption*, la probabilité d'absorption d'un neutron par un noyau. Elle est mesurée en *barns*.

7.7 EXERCICES

1. Expliquez d'où provient l'énergie libérée par la fission.
2. Écrivez l'équation générale de la fission du $^{235}_{92}\text{U}$.
3. Précisez quelle quantité d'énergie est libérée par une fission et sous quelle forme.
4. Décrivez ce qu'est une réaction en chaîne auto-entretenue.
5. Définissez les termes suivants :
 - a) neutron thermique
 - b) neutron rapide
 - c) neutron retardé
6. Qu'est-ce que la section efficace d'absorption de neutron et quelle unité utilise-t-on pour l'exprimer?
7. Comment la probabilité de fission de l'uranium 235 varie-t-elle en fonction de l'énergie du neutron?
8. Pourquoi les neutrons retardés sont-ils importants bien qu'ils ne constituent qu'une faible proportion des neutrons dans le cœur du réacteur?

8 Combustible, modérateur et gestion du réacteur

On appelle *masse critique*, la quantité de matière tout juste suffisante pour engendrer une réaction en chaîne auto-entretenu. En amoncelant une petite quantité de ^{235}U , on engendrait des fissions, toutefois puisqu'un trop grand nombre de neutrons s'échapperaient avant de provoquer d'autres fissions, la réaction en chaîne s'éteindrait. Si l'on créait une pile plus importante, moins de neutrons s'échapperaient, et l'on observerait une réaction en chaîne auto-entretenu. On appelle *masse critique* de l'uranium 235, la quantité de matière à partir de laquelle la réaction en chaîne est auto-entretenu.

On doit noter que l'uranium naturel (constitué de 0,7 % de ^{235}U et de 99,3 % de ^{238}U) ne peut pas être critique, et ce, quelle que soit la masse de la pile. En effet, les pics de résonance de l'uranium 238 absorbent tellement de neutrons qu'il en reste trop peu pour entretenir une réaction en chaîne.

La thermalisation des neutrons (leur ralentissement) ce qui augmente la probabilité de fission est nécessaire pour l'obtention d'une réaction en chaîne auto-entretenu avec une pile d'uranium naturel. Or, pour limiter l'absorption des neutrons par l'uranium 238, il convient d'opérer ce ralentissement loin du combustible. Toutefois, puisque les neutrons se déplacent aléatoirement, on ne peut maîtriser directement ce processus. Concentrer le combustible dans des canaux séparés par un modérateur efficace permet de réaliser le ralentissement, puisque moins de neutrons sont exposés à la capture par résonance et que leur thermalisation est plus probable. Grâce à cette procédure, la plupart des neutrons :

1. sont loin de l'uranium 238, pendant leur ralentissement, alors qu'ils passent dans l'intervalle d'énergie des résonances de cet isotope, et
2. une fois qu'ils ont été thermalisés, seront absorbés plus probablement par l'uranium 235, ce qui générera des fissions.

8.1 Le modérateur

Comme la majorité des réacteurs de puissance, les CANDU sont des réacteurs thermiques, c'est-à-dire que les fissions sont causées par des neutrons thermiques. Pour que le réacteur fonctionne, les neutrons rapides générés par les fissions doivent être ralentis aux vitesses thermiques avant qu'ils puissent provoquer de nouvelles fissions.

Le modérateur doit donc ralentir les neutrons issus de fission sans les absorber. Le modérateur doit donc :

1. ralentir les neutrons avec le moins de collisions possible, sur une faible distance,
2. absorber le moins de neutrons possible.

Les neutrons rapides perdent leur énergie surtout par des collisions élastiques avec d'autres noyaux. La diffusion élastique est plus efficace sur les noyaux légers que les noyaux lourds. En moyenne, dans l'hydrogène pur, 18 collisions sont nécessaires pour thermaliser un neutron, tandis que dans l'uranium 238, il faut attendre 2172 collisions pour obtenir le même résultat. Seuls les noyaux légers sont de bons modérateurs.

Le deuxième point est l'absorption moindre. Par exemple, le bore 10 thermalise les neutrons avec environ 90 collisions, mais puisque sa section d'efficace d'absorption est de 3840 barns, il absorberait les neutrons qu'il aurait ralentis.

Pour ces raisons nucléaires, ainsi que d'autres considérations techniques et économiques, on ne dispose que de trois modérateurs possibles pour les réacteurs thermiques : l'eau légère (H_2O), l'eau lourde (D_2O) et le graphite (C). Le tableau 8.1 résume les propriétés de chacun.

Tableau 8.1

Modérateur	Nombre moyen de collisions pour la thermalisation	σ_s (barns)	σ_a (barns)
H_2O	20	103	0,664
D_2O	36	13,6	0,0010
C	115	4,8	0,0034

On constate que l'eau légère thermalise les neutrons plus rapidement que l'eau lourde ou le graphite (à cause de sa section efficace de diffusion supérieure et le nombre moins élevé de collisions nécessaires pour la thermalisation). Toutefois, la section efficace d'absorption de l'eau légère est 664 fois plus élevée à celle de l'eau lourde et 195 fois

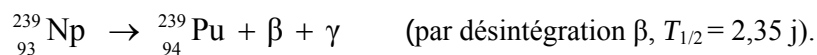
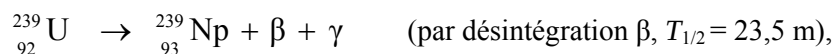
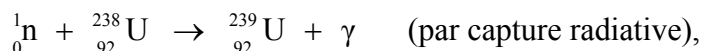
plus élevée que celle du graphite. Ainsi, parce que l'eau légère absorbe davantage de neutrons, il est impossible de l'utiliser pour obtenir une réaction en chaîne auto-entretenu avec de l'uranium naturel. Le combustible des réacteurs modérés à l'eau légère doit être enrichi entre 2 et 3 %. (C'est-à-dire que la proportion de ^{235}U doit être élevée de 0,7 % à 2 ou 3 %.)

Le combustible de la plupart des modèles de réacteurs, dont le CANDU, est composé de dioxyde d'uranium (UO_2) plutôt que de métal pur. Le combustible céramique (UO_2) résiste très bien à la corrosion et est très stable dans un environnement radioactif, ce qui en fait un bon choix de combustible nucléaire. Or, si l'on utilise le graphite comme modérateur, il est impossible d'obtenir la masse critique avec du dioxyde d'uranium non enrichi. L'eau lourde demeure le seul modérateur possible pour un réacteur consommant de l'uranium naturel sous la forme de UO_2 .

8.2 Combustible frais et chargement à l'équilibre

Lorsque l'on charge un réacteur pour la première fois, on dit qu'il est alimenté en *combustible frais*. Cette première charge durera environ six mois. Après cette période, on remplace quelques grappes de combustible chaque jour — on dit que le réacteur est dans un état de *chargement à l'équilibre*.

La composition du combustible change radicalement lorsque l'on passe du premier état (chargement de combustible frais) au deuxième (chargement à l'équilibre), et ce, de trois façons : l'épuisement de l'uranium 235, surtout par fission, l'accumulation des produits de fission et l'accumulation de plutonium 239 (un combustible fissile) par la réaction nucléaire suivante :



Le combustible frais contient 0,7 % d'uranium 235 et pas de plutonium 239. Lorsque l'on retire le combustible du réacteur, il contient encore 0,2 % d'uranium 235 et une concentration similaire de

plutonium 239. Une partie importante de l'énergie produite par un réacteur CANDU provient de la fission du plutonium.

Chaque fission produit deux nouveaux atomes et alors la concentration de produits de fission dans le combustible épuisé s'élève à plus de 1 %. La proportion de ^{238}U n'aura que très peu varié.

8.3 Architecture du réacteur

Les figures 8.1 et 8.2 montrent la disposition du combustible dans le modérateur dans des vues axiales et radiales. Cette architecture permet à la plupart des neutrons rapides produits par la fission de quitter le combustible et d'entrer dans le modérateur avant qu'ils soient absorbés par résonance. Le modérateur ralentit les neutrons loin de l'uranium 238 et la majorité des neutrons pénètrent dans le combustible après qu'ils ont été thermalisés. Cette architecture permet de :

1. ralentir les neutrons jusqu'à ce qu'ils soient thermalisés, ce qui augmente énormément la section efficace de fission;
2. minimiser la capture de neutrons en :
 - a) éloignant la plupart des neutrons de l'uranium 238, pendant la période de leur refroidissement alors que leur énergie se situe dans la région des résonance d'absorption de ce noyau;
 - b) retournant rapidement au combustible les neutrons une fois thermalisés, ce qui réduit leur absorption par le modérateur.

L'écartement des canaux, montré à la figure 8.2, est très important et a fait l'objet d'une étude attentive pour les réacteurs CANDU. Tout diminution ou accroissement sensible de cet écartement diminuerait la probabilité d'entretenir une réaction en chaîne.

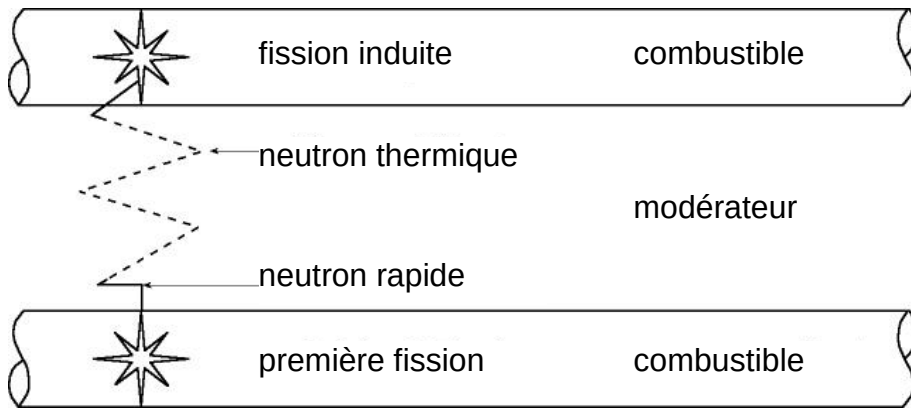


Figure 8.1
Vue axiale de l'architecture du réacteur

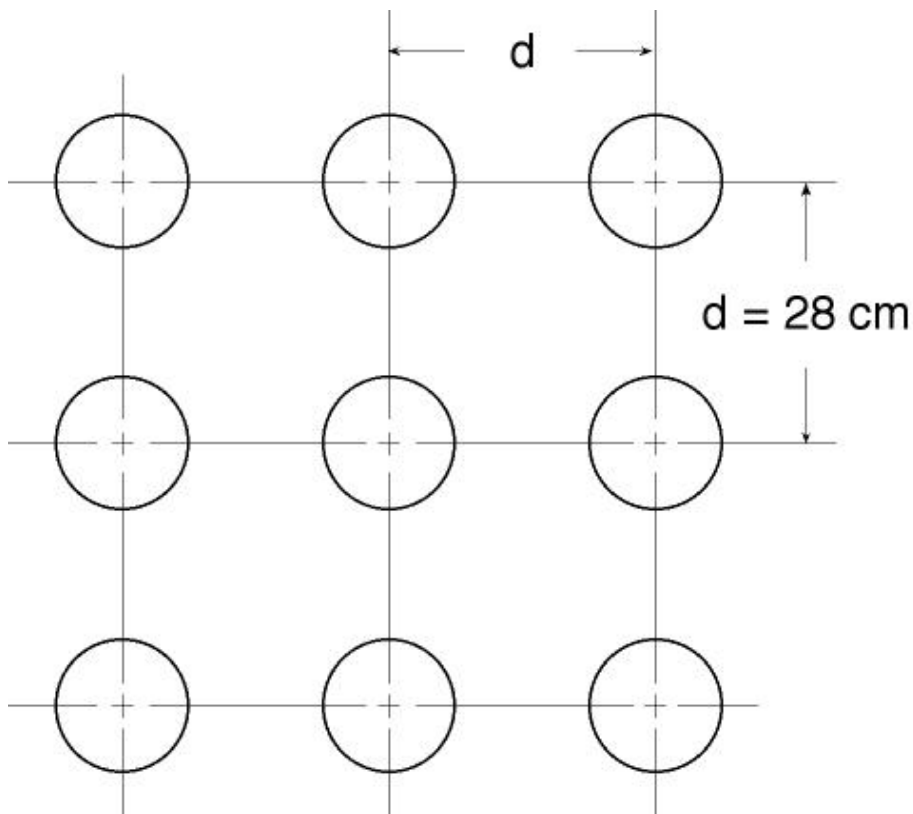


Figure 8.2
Vue radiale de l'architecture du réacteur

Une caractéristique sécuritaire importante du combustible CANDU est que l'on ne peut accumuler une masse critique qu'en les disposant dans de l'eau lourde de la façon illustrée plus haut. La manutention et l'entreposage du combustible et de l'eau lourde dans des lieux séparés permettent d'éliminer le risque d'accident de criticité lié à ces activités. Lorsque l'on entrepose le nouveau combustible, il est disposé de façon à ne pas permettre la criticité, dans des lieux bien drainés, loin de l'eau lourde.

8.4 Notions principales

- On peut constituer une masse critique d'uranium 235 en entassant suffisamment de matière.
- À cause de l'absorption des neutrons par l'uranium 238, il est impossible d'accumuler une masse critique d'uranium naturel.
- Pour éviter leur capture par résonance de l'uranium 238, les neutrons doivent être éloignés de cet isotope pendant leur thermalisation.
- Les substances pouvant servir de modérateur sont : H_2O , D_2O et le carbone. L'eau lourde (D_2O) est le meilleur modérateur : elle freine bien les neutrons et sa section efficace d'absorption est très petite.
- Pendant les premiers stades d'irradiation, le plutonium 239 s'accumule dans le combustible. Tout comme l'uranium 235, le plutonium 239 est fissile et il contribue abondamment à la production d'énergie dans le réacteur.
- Dans un réacteur CANDU, le combustible est placé dans des canaux d'environ quatre mètres.
- Les canaux sont disposés selon un plan carré, leurs centres étant séparés de 28 cm.

8.5 Exercices

1. Décrivez la disposition du combustible et du modérateur d'un réacteur CANDU.
2. Expliquez l'importance de l'arrangement décrit en réponse à la question 1.
3. Expliquez pourquoi est-il préférable de choisir l'eau lourde (D_2O) plutôt que l'eau légère (H_2O) comme modérateur. Pouvez-vous donner quelques désavantages de ce choix?
4. Quelles sont les différences de composition du combustible d'un réacteur chargé de combustible frais et d'un réacteur à l'équilibre?
5. Comment votre réponse à la question 1 serait-elle modifiée, dans les cas suivants :
 - a. un réacteur modéré à l'eau légère, dont le combustible serait de l' UO_2 enrichi,
 - b. un réacteur modéré au graphite, dont le combustible serait de l' UO_2 enrichi.
6. Expliquez pourquoi le combustible déposé dans la travée de combustible épuisé ne deviendra pas critique.

9 Sûreté nucléaire

9.1 Introduction

Il ne fait aucun doute que le risque pour la population associé aux produits de fission radioactifs générés par une centrale nucléaire est bien réel. Les centrales dont l'exploitation est autorisée doivent s'assurer que ce risque demeure extrêmement faible. La gestion du risque (qui consiste à le maintenir à un faible niveau) est inhérente à la notion de sûreté nucléaire. La sûreté nucléaire se rapporte à la manière dont la centrale est conçue, aménagée, exploitée et entretenue. Elle correspond au matériel, aux procédés et à la gestion administrative d'une centrale nucléaire. Le présent chapitre contient un bref aperçu des notions fondamentales et des pratiques d'exploitation d'une centrale nucléaire.

9.2 Unités de l'exposition au rayonnement

L'exposition d'une personne à de grandes quantités de rayonnement présente un risque extrêmement élevé. Cependant, lorsqu'il s'agit de faibles niveaux de rayonnement, les opinions sont partagées. En fait, nous sommes exposés à de faibles niveaux de rayonnement chaque jour. Avant de discuter des sources de rayonnement, nous allons définir les unités de l'exposition au rayonnement. Les mesures initiales du rayonnement étaient l'énergie absorbée par une masse unitaire de tissu vivant. L'unité a été baptisée Roentgen, du nom d'un des premiers scientifiques à avoir effectué des expériences avec la matière radioactive. L'ancienne unité Roentgen porte maintenant le nom de rad.

Les dommages causés à l'être humain par le rayonnement ne sont pas seulement fonction de l'énergie absorbée, mais également de l'endroit où ont été causés les dommages. Un joule d'énergie provenant d'une source émettrice gamma cause moins de dommages qu'un joule d'énergie provenant d'une source émettrice alpha. L'énergie provenant de la source alpha se déposera dans une zone bien précise du corps. L'énergie provenant du rayonnement gamma sera quant à elle répartie dans un volume plus grand et causera ainsi moins de dommages. Une deuxième unité qui tient compte de l'énergie absorbée et du type de rayonnement ayant causé les dommages porte le nom de rem (Roentgen-equivalent-man). Le rem est l'unité normalisée de mesure du rayonnement.

Avec l'arrivée du système d'unités internationales (SI), le rad a été remplacé par le gray et le rem par le sievert. Le gray équivaut à 100 rads et le sievert équivaut à 100 rem. Comme le rem est une unité très grande, dans la pratique les doses de rayonnement dans une

centrale sont mesurées en millirem. Si les unités SI officielles sont employées, on utilisera l'unité pratique qu'est le micro-sievert.

Les doses reçues sont l'une des principales préoccupations considérées dans la conception et la construction d'une centrale. Pour obtenir un permis, une société doit présenter une conception de centrale ayant fait ses preuves et démontrer que, durant une année, la dose reçue par une personne vivant à proximité de la clôture délimitant le terrain de la centrale ne recevra pas de dose importante. En outre, il a été démontré que la probabilité que la personne reçoive à la clôture la dose maximale admissible est très faible. Tout élément ayant une incidence sur l'émission de rayonnement ou sur le risque d'émission de rayonnement doit être considéré dans la sûreté nucléaire.

9.3 Rayonnement

Nous allons maintenant examiner la notion de rayonnement naturel dans l'environnement. La connaissance du rayonnement naturel est essentielle pour mieux comprendre les dangers d'irradiation.

Le rayonnement naturel est émis par un certain nombre de sources naturelles et artificielles. Le rayonnement naturel provient des éléments radioactifs, qui existent sur la Terre depuis ses origines. Tous les éléments naturellement présents dont le numéro atomique est supérieur à 82 sont radioactifs, de même que certains isotopes d'éléments dont le numéro atomique est plus bas. En outre, la Terre est assujettie au bombardement constant du rayonnement cosmique, qui génère certains radionucléides dans l'atmosphère, comme le tritium (hydrogène 3, ou H^3) et le carbone 14 (^{14}C). Le rayonnement artificiel est imputable aux programmes d'essais d'armes nucléaires, à l'utilisation de techniques médicales utilisant le rayonnement ionisant, à certains produits de consommation comme les montres luminescentes, les appareils de télévision et les terminaux à écran de visualisation, ainsi que les centrales nucléaires.

L'un des sous-produits de la production d'électricité d'origine nucléaire est la grande quantité de matière radioactive contenue dans les réacteurs. Des problèmes peuvent survenir si le rayonnement s'échappe dans l'environnement. La source la plus importante de radioactivité, qui présente par conséquent le plus grand risque d'irradiation aiguë est le combustible irradié. Il s'agit du combustible contenu dans le réacteur qui renferme des éléments radioactifs issus de la fission. Nous verrons au chapitre suivant comment éviter ce danger d'irradiation aiguë ainsi que les dangers d'irradiation chronique. Les dangers d'irradiation chronique peuvent être causés par :

- le volume relativement important de déchets radioactifs de faible activité et d'activité moyenne provenant des centrales, comme l'équipement de procédé, l'équipement de protection personnelle et les matériaux de nettoyage;
- la radioactivité de faible niveau (principalement le tritium) émise par la centrale de manière plus ou moins continue est une conséquence normale de l'exploitation.

La figure 9.1 présente la dose de rayonnement annuelle prévue reçue par le public en général en provenance des sources figurant dans la liste. Veuillez prendre note qu'il s'agit de moyennes; ces moyennes ont été établies en tenant compte de circonstances diverses. Cependant elles permettent d'avoir une idée de la signification des nombres.

Sources de rayonnement	Millirem/Année
Rayonnement naturel (rayons cosmiques, potassium 40, matériaux de construction, radon, etc.)	202
Expositions médicales	110
Retombées des essais d'armes nucléaires	2
Milieu professionnel	4
Produits de consommation	2
Énergie nucléaire	0,3

Figure 9.1 Exposition individuelle annuelle au rayonnement naturel en Ontario (moyenne pour la population ontarienne)

Comme on peut le constater, la contribution de l'énergie nucléaire à l'exposition au rayonnement du grand public est extrêmement faible. L'exposition des travailleurs du secteur nucléaire est plus importante. La limite d'exposition établie par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) pour les travailleurs du secteur nucléaire est de 5000 millirems/année. (Pour les travailleurs autres que les travailleurs du secteur nucléaire, la limite est de 500 millirems/année.) Ce nombre représente la quantité de rayonnement qu'une personne peut recevoir année après année sans ressentir d'effets mesurables. Pour comparer ce nombre avec les expositions réelles dans une centrale nucléaire ou à proximité d'une centrale, consulter la figure 9.2.

À proximité de la centrale	Rayonnement annuel Dose supérieure au rayonnement naturel	Valeur relative
Personnel d'exploitation de la centrale	400 millirems/année	5000 millirems/année (limite de la CCSN)
Personnel administratif de la centrale	20 millirems/année	Équivalent à passer 4 mois à Denver (Colorado) ¹
Personne se trouvant à la clôture délimitant la centrale	0,3 millirem/année	Équivalent à effectuer un aller-retour entre Toronto et Vancouver
Zone résidentielle à 1 kilomètre de la centrale	0,1 millirem/année	Équivalent à l'exposition au radon reçue pendant 2 mois dans un immeuble en briques

Figure 9.2 Expositions au rayonnement courantes dans une centrale ou à proximité d'une centrale

À noter que la dose courante pour le personnel d'exploitation (incluant le personnel d'entretien) dans une centrale est de 400 millirem/année, ce qui est de beaucoup inférieur à la limite réglementaire. À mesure que la distance au réacteur augmente, le rayonnement diminue considérablement jusqu'à la clôture délimitant la centrale, où l'exposition potentielle courante est de 0,3 millirem/année.

¹ Le rayonnement naturel est plus élevé en haute altitude en raison de la réduction du blindage dans l'atmosphère protégeant contre le rayonnement cosmique.

En conclusion, l'écart entre le rayonnement reçu par le grand public et imputable à l'énergie nucléaire, comparativement au rayonnement reçu imputable au rayonnement naturel, est très faible. Les risques médicaux à ces faibles doses ne peuvent pas être déterminés avec précision. Dans le pire des cas, on estime que l'effet du rayonnement est directement proportionnel à la dose (p. ex. la moitié de la dose donne lieu à la moitié des effets). Cependant, il existe des preuves à l'effet que cette hypothèse ne correspond pas exactement au risque réel. Par exemple, l'incidence des cancers au sein de la population vivant à Denver (Colorado), où les niveaux de rayonnement naturel sont importants, est moins élevée que dans d'autres régions des États-Unis. Cela ne veut pas dire que de faibles niveaux de rayonnement soient avantageux, mais cela permet de comprendre que les effets des faibles niveaux de rayonnement ne sont pas bien compris.

Même dans le cas du personnel d'exploitation, pour lequel l'exposition courante est de 400 millirem/année, les employés reçoivent beaucoup moins que la dose minimale considérée dangereuse pour la santé. Dans l'industrie du nucléaire, on cherche toujours à trouver des moyens d'effectuer des travaux en réduisant au minimum l'exposition au rayonnement.

9.4 Sûreté classique

Les centrales nucléaires possèdent des programmes de sûreté classique exhaustifs. Il est impossible de travailler en toute sûreté dans un endroit et qu'ailleurs la sûreté ne soit pas assurée au maximum. Afin de promouvoir un milieu de travail sûr, les compagnies d'électricité favorisent la sûreté dans tous les aspects du travail et même en dehors des activités professionnelles.

Les premières centrales nucléaires avaient établi des limites qui étaient deux fois plus rigoureuses que celles des usines industrielles classiques. Les limites de sûreté se sont améliorées au fil du temps, alors maintenant le seuil de tolérance est de 0 pour ce qui est du temps perdu par accident et non de 1.

9.5 ALARA – la réduction des dangers

Les dangers d'irradiation associés aux centrales sont réels. Les méthodes de contrôle et de confinement sont conçues pour éviter tout dommage au public. Le principe observé consiste à réduire les niveaux de manière sûre au **niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre** (ALARA). L'application pratique du principe ALARA permet de réduire la dose de rayonnement reçue par les personnes qui travaillent dans le secteur exploitation de la centrale

d'un facteur de 10 environ pendant la durée de vie de 40 à 50 ans des centrales au Canada.

9.6 Auto-vérification

La plupart des incidents ont des causes multiples, mais l'une des causes principales est l'erreur humaine. On tente au sein de l'industrie de limiter au maximum l'erreur humaine. L'une des façons de maintenir le taux d'incidents à un faible niveau consiste à procéder à l'auto-vérification. Cette technique est conçue pour réduire le nombre de mesures inadéquates qui pourraient donner lieu à un incident, en aidant le personnel à se concentrer consciencieusement sur les détails de la tâche à accomplir. Un examen attentif de l'action prévue et de la réponse prévue permet souvent d'identifier un problème potentiel avant que celui-ci ne se manifeste. Ce ne sont pas toutes les actions qui ont le potentiel de causer des problèmes graves.

9.7 Sûreté du réacteur

Il existe un danger d'irradiation aiguë posé par les matières radioactives contenues dans les centrales nucléaires. Afin de réduire au minimum la menace potentielle associée à ces matières, un certain nombre de principes ont été élaborés et intégrés à la conception et à l'exploitation des centrales nucléaires. Collectivement, ces principes sont connus sous le nom de sûreté du réacteur. La règle d'or de la sûreté du réacteur est la suivante :

LE RISQUE POUR LE PUBLIC ET L'ENVIRONNEMENT CAUSÉ PAR LE COMBUSTIBLE DU RÉACTEUR EST MINIMAL, ÉTANT DONNÉ QUE, EN TOUT TEMPS :

- LA PUISSANCE DU RÉACTEUR EST CONTRÔLÉE;
- LE COMBUSTIBLE EST REFROIDI;
- LA RADIOACTIVITÉ EST CONFINÉE.

Cette règle est souvent abrégée comme suit : CONTRÔLE, REFROIDISSEMENT ET CONFINEMENT. La présente section comporte une brève introduction à certaines notions clés de la sûreté du réacteur. Elle examine les notions de fiabilité fondamentale, le modèle de la défense en profondeur et le rôle de la documentation de centrale.

9.8 Défense en profondeur

Il existe différentes façons de respecter la règle d'or (CONTRÔLE, REFROIDISSEMENT ET CONFINEMENT). Bon nombre d'entre elles ont été intégrées dans un concept important appelé défense en profondeur. Cela comprend la conception, la construction, la mise en

service et l'exploitation d'un réacteur CANDU. L'une des façons de présenter ce concept est le modèle à cinq éléments illustré à la figure 9.3.

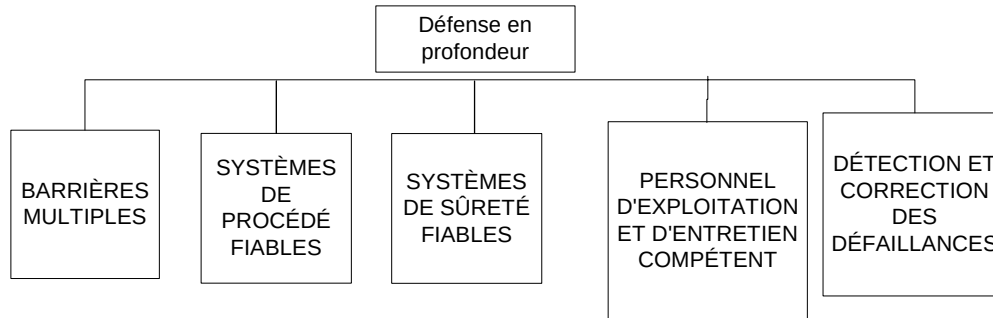


Figure 9.3 Modèle de défense en profondeur

La défense en profondeur suppose que :

1. la conception de la centrale nucléaire comporte des défauts.
2. l'équipement subit occasionnellement des défaillances.
3. le personnel d'exploitation fait parfois des erreurs.

La clé consiste à s'assurer que la défense en profondeur est suffisante et que les défauts, défaillances et erreurs peuvent être compensés sans augmenter le risque ou les conséquences d'un accident. Examinons maintenant les différents éléments du modèle.

9.8.1 Systèmes de procédé fiables

Les systèmes de procédé sont les systèmes qui permettent d'accomplir une fonction continue pendant l'exploitation normale de la centrale. Par exemple, le circuit caloporteur primaire est un système de procédé qui est continuellement actif et permet d'évacuer la chaleur provenant du combustible. Le système de régulation du réacteur est un système de procédé qui est continuellement actif et qui assure le contrôle normal de la puissance du réacteur. Les systèmes de procédé fiables permettent de s'assurer que la chaleur est produite et que de l'électricité est générée tout en assurant le contrôle, le refroidissement et le confinement.

9.8.2 Systèmes de sûreté fiables

Ce sont les systèmes de sûreté à l'équilibre qui fonctionnent seulement pour compenser la défaillance de procédé. Ils permettent de mettre à l'arrêt le réacteur afin de reprendre le contrôle (système d'arrêt d'urgence), en permettant un refroidissement additionnel du combustible (système d'injection de refroidissement d'urgence) et en confinant la radioactivité qui s'est échappée du combustible (système de confinement). La fiabilité dans ce contexte signifie que dans les rares cas où ces systèmes interviendront, ils seront en mesure d'accomplir la tâche prévue.

9.8.3 Barrières multiples

La démarche des barrières multiples intégrée à la conception de centrale permet d'éviter ou d'empêcher le rejet de radioactivité en provenance du combustible vers le grand public. Il existe cinq barrières passives (se reporter à la figure 9.4) qui sont disponibles de manière continue :

1. le combustible (uranium), qui se présente sous la forme de pastilles de combustible céramique dont le point de fusion est élevé, et qui retient la plupart des produits de fission.
2. la gaine de combustible, qui est constituée d'un métal soudé à intégrité élevée (zircaloy) et qui contient les pastilles céramique.
3. le circuit caloporteur, qui est constitué de tubes de force à haute résistance, de conduites et de cuves, et qui contient les grappes de combustible.
4. le système de confinement, qui fournit une enveloppe relativement hermétique maintenue légèrement en deçà de la pression atmosphérique. Ce vide partiel favorise l'entrée d'air, ce qui permet d'éviter le rejet de radioactivité hors du circuit caloporteur.
5. la zone d'exclusion d'au moins un kilomètre de rayon autour du réacteur, qui permet d'assurer que tous les rejets radioactifs en provenance de la centrale sont bien dilués avant d'atteindre la frontière.

Pour que la radioactivité provenant du combustible atteigne le grand public, il faudrait qu'il y ait une brèche dans chacune des cinq barrières. Cela assure un grand degré de protection du grand public.

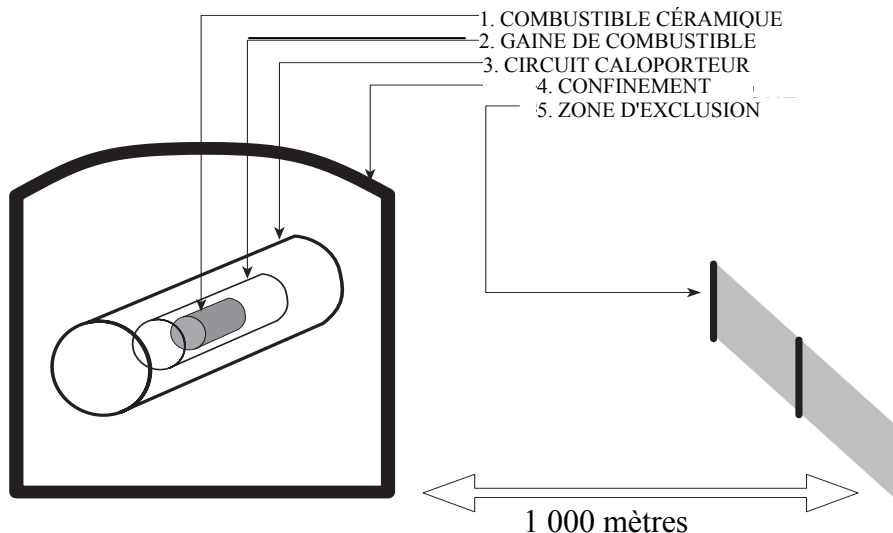


Figure 9.4
Barrières physiques

9.8.4 Personnel d'exploitation et d'entretien compétent

Les systèmes de sûreté sont conçus pour fonctionner automatiquement et les cinq barrières passives sont toujours en place, mais la notion de défense en profondeur ne permet pas d'assurer la fiabilité de l'équipement et des systèmes afin d'éviter les accidents. Il est important que le personnel d'exploitation et d'entretien connaissent les conditions des circuits, déclenchent une alerte dans tous les cas où les systèmes ou l'équipement s'approchent de la défaillance, et qu'ils agissent rapidement afin d'éviter les conséquences de ces défaillances, ou à tout le moins de réduire au minimum ces conséquences. Pour atteindre un niveau élevé de compétence, les critères de qualification pour chaque groupe d'emplois sont clairement définis. Un effort considérable est déployé dans la formation du personnel basé sur la performance afin de respecter ces critères et de maintenir la qualification.

9.8.5 Détection et correction des défaillances

La détection et la correction adéquates des défaillances nécessitent non seulement du personnel compétent, mais également des procédés et procédures que le personnel doit effectuer de manière systématique. Par exemple, un programme d'essai courant pour les systèmes de sûreté permet de respecter les objectifs en matière de disponibilité. Un programme de surveillance opérationnelle, associé à un programme d'entretien préventif planifié permet de s'assurer que l'équipement et les systèmes sont surveillés, inspectés et réparés avant la défaillance. Les défaillances, lorsqu'elles se produisent, font l'objet d'une enquête

exhaustive et des solutions sont appliquées par le biais d'un processus d'approbation rigoureux des changements. Il existe des procédés de contrôle du travail élaborés qui permettent de signaler rapidement toute lacune, d'établir les priorités et d'effectuer les réparations qui s'imposent.

9.9 Notions de fiabilité fondamentales

La fiabilité se rapporte au fonctionnement global de la centrale nucléaire. En plus du personnel motivé et ayant reçu une formation, la fiabilité globale de la centrale dépend de la fiabilité des systèmes et de l'équipement. La fiabilité est un élément critique du modèle de défense en profondeur et, par conséquent, est critique pour l'exploitation sûre des réacteurs. Nous allons examiner les notions fondamentales de fiabilité se rapportant à l'équipement et aux systèmes CANDU.

9.9.1 Définitions

La fiabilité est définie comme étant la probabilité qu'un dispositif fonctionne adéquatement pendant la période prévue dans les conditions opérationnelles rencontrées.

La fiabilité est une probabilité possédant une valeur numérique se situant entre 0 (absence de fiabilité) et 1 (fonctionne toujours au moment prévu). Si on estime qu'une pompe a une fiabilité de 0,99 pendant sa première année de fonctionnement (selon des données historiques pour ce type de pompe), cela signifie que pour 1000 heures de fonctionnement, la pompe ne sera pas disponible pendant plus de 10 heures.

La fiabilité intervient également lorsqu'un composant d'un système de procédé risque de subir une défaillance. En ce qui concerne les systèmes à l'équilibre, la préoccupation est que l'on espère que le système ou le composant sera disponible au moment où on le fait fonctionner. Le système de procédé est un système qui fonctionne lorsque la centrale génère de l'électricité. Le système à l'équilibre est un système qui ne fonctionne pas avant qu'un événement spécifique soit déclaré. Dans votre voiture, le système de refroidissement du moteur est un système de procédé, et le sac gonflable est un système à l'équilibre.

La disponibilité est liée à la fiabilité, mais est définie comme étant une fraction du temps pendant lequel un dispositif est disponible si on le fait fonctionner.

La disponibilité a une valeur se situant entre 0 (jamais disponible) et 1 (toujours disponible) et s'exprime généralement en années par année

ou en heures par année. Cependant, la valeur que l'on rencontre le plus fréquemment est celle de la non-disponibilité. Par exemple, si un système à l'équilibre a une cible de non-disponibilité de 10^{-3} années/année, cela signifie qu'il ne sera pas disponible pendant plus de 8 heures au cours de l'année (une année = 8760 heures et $8/8760$ correspond approximativement à 10^{-3}).

9.9.2 Concepts

La fiabilité et la disponibilité élevées sont obtenues en accordant une certaine attention aux principes de fiabilité durant la conception et l'exploitation d'une centrale.

Redondance

Si un seul composant est voué à une fonction particulière, lorsqu'il subit une défaillance, c'est tout le système qui en subit les conséquences. Ce problème peut être atténué en installant des composants additionnels, de manière à ce que s'il y a une défaillance, un autre composant prendra la relève. En d'autres mots, une fiabilité plus élevée peut être obtenue en assurant la présence d'un composant de secours (ou redondant). Il est important de comprendre que cette redondance vise essentiellement à assurer le fonctionnement fiable, et non à permettre un entretien plus pratique. Le fait de mettre hors service l'équipement redondant réduira la fiabilité du système.

Examinons le programme de la navette spatiale, car il représente un bon exemple en ce sens. Le système de commande informatisé dans chaque navette contient plus d'un ordinateur. Une redondance est assurée en appliquant le programme de contrôle des logiciels dans plusieurs ordinateurs. Si l'un des ordinateurs subit une défaillance, un autre sera immédiatement disponible pour prendre les commandes.

Indépendance

L'indépendance est la séparation physique des systèmes ou des composants, de manière à ce qu'un défaut présent dans un système n'ait aucune incidence sur les autres systèmes. Toujours dans la navette spatiale, à titre d'exemple, l'indépendance pourrait correspondre à la séparation des sources d'alimentation électrique pour chacun des ordinateurs. De cette manière, la défaillance d'une source d'alimentation électrique raccordée à un ordinateur ne mettra pas hors service au même moment les autres ordinateurs.

Diversité

La diversité permet de s'assurer qu'il existe plus d'une façon d'effectuer un travail. Si l'on se reporte encore à l'exemple de la navette spatiale, la diversité correspond à l'application de différents programmes de contrôle de logiciel sur différents ordinateurs dans le but d'atteindre les mêmes objectifs. Le logiciel est même créé par une équipe de conception différente. Cela permet d'assurer qu'un bogue survenant dans un logiciel ne soit pas reproduit dans un autre, de manière à ce que l'erreur ne puisse compromettre le fonctionnement de plus d'un ordinateur.

Essai périodique

Lorsqu'un composant dans un système de procédé subit une défaillance, les effets se font sentir immédiatement. La défaillance d'un système à l'équilibre, par ailleurs, n'apparaît pas sur-le-champ et peut seulement être déterminée par des essais. Étant donné qu'il est impossible de déterminer à quel moment la défaillance s'est produite, la non-disponibilité est considérée comme correspondant à la moitié du temps qui s'est écoulé depuis le dernier essai du système (plus le temps requis pour effectuer les réparations). Ainsi, la non-disponibilité peut être maintenue à un faible niveau grâce à la réalisation d'essais fréquents. La fréquence des essais doit cependant tenir compte des points suivants :

- Usure et détérioration du système et des composants causées par les essais;
- La non-disponibilité due au retrait des composants du service pendant la durée de l'essai;
- Le risque (erreur humaine) présenté par le fait de laisser le système dans un état de détérioration après un essai;
- Le danger d'activer le système durant le processus d'essai.

Fonctionnement à sécurité intégrée

Un système ou un composant est dit à sécurité intégrée si après une défaillance, il laisse le reste du système dans un état plus sûr. Par exemple, les locomotives sont dotées d'un frein de sécurité. Celui-ci doit être enfoncé par le mécanicien de locomotive afin de permettre à la locomotive d'avancer. Si le mécanicien tombe et n'est plus en mesure de conduire, son pied appuiera sur le frein et la locomotive s'arrêtera.

Surveillance opérationnelle

La surveillance opérationnelle est un procédé de surveillance continue et de suivi des paramètres de procédé et de l'équipement dans le but de détecter les problèmes potentiels avant qu'ils ne deviennent des problèmes réels. Ainsi, des mesures correctives peuvent être prises avant que ne surviennent un problème important. Par exemple, mentionnons la surveillance des vibrations d'un équipement rotatif. Si des vibrations inhabituelles sont détectées, l'équipement peut être arrêté et réparé avant que les vibrations ne causent des dommages graves.

Entretien préventif

Les données relatives à la fiabilité pour différents types d'équipement permettent d'estimer le moment où les défaillances sont susceptibles de se produire. En planifiant leur emplacement ou l'entretien avant qu'une détérioration appréciable se produise, qui pourrait contribuer à la défaillance anticipée, il est possible de réduire le nombre de pannes non prévues et les pertes de production qui en découlent. On peut avoir l'impression de mettre de côté de l'équipement qui fonctionne encore, mais les statistiques relatives à la fiabilité indiquent que l'équipement risque probablement de subir une défaillance sous peu et qu'il deviendra probablement inadéquat (loi de Murphy).

Entretien anticipé

La forme la plus intéressante d'entretien préventif est l'entretien anticipé, qui est basé sur l'état de l'équipement. L'entretien ou leur emplacement est effectué seulement lorsque des résultats d'essai de diagnostic (comme la surveillance des vibrations) indiquent la détérioration de l'équipement.

9.10 Documentation

L'exploitation d'une centrale nucléaire est régie par un permis octroyé par l'organisme de réglementation nucléaire fédéral, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Pour appuyer la demande de permis, les concepteurs de la centrale doivent préparer un rapport sur la sûreté qui décrit les caractéristiques physiques de la centrale et les aspects relatifs à la protection du public, de l'environnement et des employés. Le rapport sur la sûreté analyse également la capacité de la centrale à faire face à un certain nombre de scénarios d'accident précisé par la CCSN. Le rapport sur la sûreté est mis à jour tous les trois ans. Lorsque le permis d'exploitation de centrale est octroyé, il constitue le contrat entre la société d'électricité et la CCSN et définit les limites générales à l'intérieur desquelles la centrale sera exploitée.

Dans le permis, une des clauses précise que l'exploitation de la centrale sera régie par des lignes de conduite pour l'exploitation (LCE). Les LCE permettent d'assurer l'exploitation sûre de la centrale en définissant des limites relatives à l'exploitation de cette dernière. Ces limites sont soit qualitatives ou quantitatives. Les LCE comprennent les bonnes pratiques d'exploitation fondées sur des principes de sûreté du réacteur. Par exemple, les LCE définissent les exigences relatives au programme d'entretien, aux essais périodiques et aux limites de puissance du réacteur. Toute infraction aux LCE placerait la centrale dans un état n'ayant pas été analysé dans le rapport sur la sûreté et qui serait par conséquent non sécuritaire. Le fait d'exploiter la centrale tout de même dans ces conditions risque de compromettre la capacité de la centrale à réagir adéquatement en cas d'accident.

Dans le cadre des LCE, les procédures d'exploitation de centrale, qui comprennent les manuels d'exploitation et les manuels d'entretien définissent les aspects détaillés de l'exploitation et de l'entretien d'une centrale. Ces procédures sont préparées, vérifiées et approuvées de manière rigoureuse.

Afin de s'assurer que la centrale est exploitée à l'intérieur des limites précisées dans les LCE, tout en laissant place aux améliorations, chaque centrale dispose d'un processus de contrôle des changements ayant pour but de s'assurer que tous les écarts prévus dans l'exploitation ou la conception de la centrale sont analysés adéquatement et approuvés. Sur une base quotidienne, le processus d'autorisation de travail joue à peu près le même rôle en permettant au personnel de la salle de commande de surveiller les travaux afin de s'assurer que ceux-ci demeurent à l'intérieur des limites précisées dans les LCE. Le processus permet également de protéger les travailleurs qui accomplissent ces tâches.

Le permis d'exploitation n'est pas le seul contrat qu'un service d'électricité a avec les organismes de réglementation. Un organisme gouvernemental provincial accorde des certificats d'approbation qui régissent l'exploitation des installations non nucléaires dans les centrales comme les usines de traitement d'eau, ou limite la différence de température entre les entrées et sorties d'eau de refroidissement des centrales de production d'électricité. Ce sont des contrats entre les services d'électricité et l'organisme de réglementation (en Ontario, il s'agit du ministre de l'Environnement) qui se rapportent aux processus classiques dans les centrales.

9.11 Émissions radioactives des centrales nucléaires

En ce qui concerne l'obligation de l'industrie du nucléaire à contrôler les émissions radioactives émises par les centrales nucléaires, les normes imposées par la CCSN ont toujours été respectées.

Habituellement, les services d'électricité contrôlent les rejets de manière à les maintenir à moins de 1 % des limites réglementaires établies par la CCSN. Les services d'électricité contrôlent les émissions en suspension dans l'air renfermant du tritium, de l'iode, des gaz rares et des matières particulaires, ainsi que les émissions en suspension dans l'eau renfermant du tritium et de la radioactivité brute.

Les faibles quantités de radioactivité rejetées par les centrales sont dirigées soit vers l'atmosphère ou vers des lacs. À l'intérieur d'une centrale, un rejet atmosphérique peut être réduit de manière importante par dilution dans l'air environnant. Pour ce qui est du grand public, la dilution accrue est assurée par une zone d'exclusion (la dernière des cinq barrières) autour des centrales. Dans tous les cas, la quantité et le type de radioactivité rejetée sont contrôlés et surveillés avec soin. Habituellement, la cible des émissions internes d'un service d'électricité correspond à 1 % des émissions tolérables pour la substance radioactive.

Afin de s'assurer que les objectifs en matière d'exploitation sont atteints et maintenus, un programme exhaustif de surveillance environnementale a été établi. Des échantillons sont prélevés à des endroits fixes autour des sites de centrale nucléaire à intervalles réguliers. Des mesures sont également prises sur les sites d'échantillonnage de l'air et de l'eau. On prélève en outre des échantillons de sédiments de lac, de poissons, de fruits et de légumes. En plus de la surveillance effectuée par le service d'électricité, les organismes de réglementation fédéraux et provinciaux procèdent également à un échantillonnage indépendant.

9.12 Rôle des titulaires de poste autorisé dans les centrales nucléaires.

Les centrales nucléaires sont exploitées dans le cadre du permis d'exploitation de centrale octroyé par la CCSN. La CCSN a la responsabilité de vérifier si l'exploitation est effectuée conformément au permis. Dans le permis, les postes suivants qui figurent au sein de l'organisation de la centrale doivent être approuvés ou autorisés par la CCSN :

- Superviseur de quart;

- Opérateur de salle de commande accrédité (le titre varie selon les services d'électricité).

Pour obtenir une accréditation de la part de la CCSN relativement à ces postes, les personnes doivent suivre une formation rigoureuse et un processus d'examen. Le processus est surveillé et vérifié par la CCSN. En fait, la CCSN surveille la formation de tous les employés; le programme visant les opérateurs de salle de commande est le plus exhaustif. L'approbation de certains gestionnaires de département nécessite habituellement une expérience antérieure à titre de superviseur de quart et exige également une entrevue officielle avec des représentants de la CCSN. Ces exigences sont précisées dans le permis d'exploitation.

Le superviseur de quart est un poste supérieur. Ce poste confère au titulaire la responsabilité ultime de la gestion de la centrale (à la fois l'exploitation et l'entretien) afin de s'assurer que le permis de centrale, les LCE et d'autres procédures de niveau élevé sont respectés. Dans les grandes centrales à plusieurs tranches, il existe un troisième poste accrédité, appelé superviseur de quart de la salle de commande. Le superviseur de quart de la salle de commande est redevable au superviseur de quart et a la responsabilité de superviser les opérations en salle de commande dans toutes les tranches. Cela comprend les opérations de surveillance et l'entretien effectué dans la centrale, dans le but de s'assurer que ces opérations sont conformes aux LCE.

L'opérateur de salle de commande accrédité effectue les opérations conformément à des procédures approuvées. L'opérateur de salle de commande accrédité exerce un contrôle direct sur une tranche de la centrale. Chaque tranche comprend un réacteur, des turbines connexes, un générateur ainsi que tous les systèmes de soutien connexes. L'opérateur de salle de commande accrédité a la responsabilité d'effectuer les opérations de commande, de diriger les opérations sur le terrain ainsi que l'entretien de la tranche. L'opérateur de salle de commande accrédité autorise la plupart des travaux effectués dans la tranche, mais une approbation de la part du gestionnaire de quart est parfois requise en plus. Les travaux effectués sur des systèmes spéciaux de sûreté ou sur les dispositifs de contrôle de la réactivité (dispositifs servant à contrôler la puissance du réacteur) nécessitent habituellement ce type d'approbation. Il s'agit d'une barrière procédurale visant à éviter toute infraction aux LCE. Les LCE ainsi que les procédures d'exploitation indiquent quel niveau d'approbation est requis.

L'une des caractéristiques importantes de chacun des postes précités est que, en plus des responsabilités de supervision habituelles, ils sont directement autorisés par la CCSN afin d'assurer que l'exploitation de la centrale est effectuée à l'intérieur des limites du permis d'exploitation. Pour cette raison, ces postes sont requis sur le plan juridique et comprennent les travaux effectués par la plupart des groupes de travail de la centrale suivant un processus d'approbation du travail.

9.13 Exercices

1. Expliquer les grands principes de la sûreté des réacteurs contenus dans les notions de contrôle, de refroidissement et de confinement.
2. Préciser le but de l'auto-vérification.
3. Définir l'auto-vérification.
4. Quels sont les trois hypothèses de base sur lesquelles repose le concept de défense en profondeur?
5. Nommer les cinq éléments du modèle de défense en profondeur et décrire brièvement le but de chacun.
6. Énumérer dans l'ordre les cinq barrières principales conçues pour éviter le rejet de produits de fission dans l'environnement en provenance du combustible.
7. Expliquer la différence entre les adjectifs fiable et disponible.
8. Les centrales CANDU possèdent deux types différents de système d'arrêt automatique. À quel principe doit-on la présence de deux systèmes différents?
9. Donner un exemple de l'indépendance des systèmes.
10. En quoi la redondance contribue-t-elle à une fiabilité plus grande pour un système?
11. En quoi la présence des essais influence-t-elle la non-disponibilité d'un système à l'équilibre?
12. Nommer au moins deux raisons pour lesquelles la fréquence des essais des systèmes de sûreté doit être limitée.
13. Un échangeur de chaleur nécessite un débit de refroidissement en tout temps. Une vanne située en amont de l'échangeur de chaleur contrôle le débit de refroidissement. Quelle serait la position à sûreté intégrée de cette vanne?
14. En quoi le rapport sur la sûreté appuie-t-il le permis d'exploitation?

15. À part les conséquences juridiques, quel est le danger de commettre une infraction à une limite définie dans les LCE?
16. Quels sont les rôles du permis d'exploitation et des certifications d'approbation?
17. Nommer les quatre types d'émissions en suspension dans l'air et les deux types d'émissions en suspension dans l'eau qui sont surveillées dans les centrales nucléaires.
18. Pourquoi la CCSN autorise-t-elle directement plusieurs postes de supervision dans les centrales?
19. Comment le superviseur de quart de la salle de commande surveille-t-il les travaux en cours dans la centrale, afin de s'assurer que le permis d'exploitation est respecté?

10 Réacteurs de puissance

RÉACTEUR À EAU LOURDE SOUS PRESSION CANDU

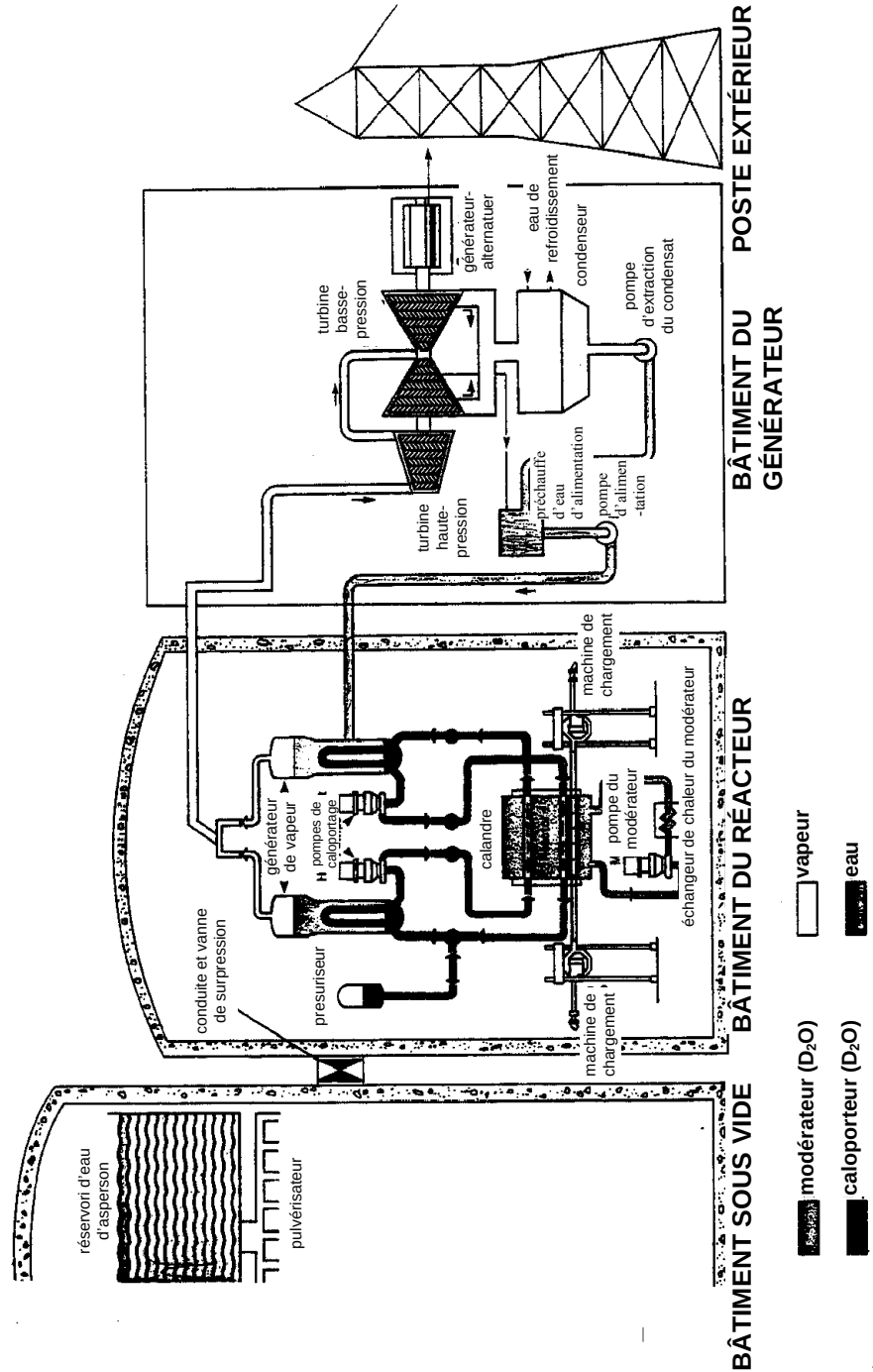


Figure 10.1

10.1 Qu'est-ce qu'une centrale nucléaire?

Une centrale nucléaire a pour fonction la production sûre, fiable et économique d'électricité.

La figure 10.1 montre une vue schématique d'un réacteur nucléaire. Une centrale peut compter plusieurs réacteurs (ou tranches) ce qui permet de partager des appareils. Par exemple, les centrales ontariennes comptent quatre réacteurs nucléaires. D'autre part, le Québec et le Nouveau-Brunswick ont construit des centrales à un seul réacteur. Les prochains chapitres de ce cours portent principalement sur les systèmes et les appareils contenus dans l'immeuble du réacteur et montrés à la figure 10.1.

La source de chaleur constitue la principale différence entre une centrale nucléaire et une centrale à combustible fossile. Dans un réacteur CANDU, le caloporteur pompé est chauffé lorsqu'il passe au-dessus du combustible d'oxyde d'uranium. Il s'écoule ensuite dans le générateur de vapeur où sa chaleur est transférée à de l'eau légère (ordinaire) qui est vaporisée. Dans une centrale non nucléaire, la chaleur utilisée pour produire de la vapeur provient de la combustion de charbon ou de pétrole. Dans chaque cas, la vapeur actionne une turbine qui fait tourner un générateur.

Le nom CANDU est dérivé de CANada Deuterium Uranium.

L'eau lourde est l'oxyde de deutérium ou D_2O . Ce dernier est l'un des isotopes lourds de l'hydrogène et se trouve naturellement, à une concentration d'environ un atome de deutérium pour 7000 atomes d'hydrogène.

Dans une centrale nucléaire, la chaleur est générée au *cœur* du réacteur. On y trouve aussi le combustible, le réfrigérant et le modérateur. Le combustible ne peut s'échauffer qu'en présence du modérateur. L'utilisation d'eau lourde est une caractéristique propre aux réacteurs CANDU.

10.2 Dangers

Lorsqu'il est dans le réacteur, le combustible produit une chaleur et une radioactivité intenses. On peut le manutentionner en toute sécurité avant qu'il soit utilisé mais, après un court séjour dans le cœur du réacteur, il contient des substances radioactives en quantités mortelles. Ces substances seront radioactives pendant une très longue période.

À pleine puissance, le cœur d'un CANDU produit entre 1700 et 3000 MW_{th} d'énergie thermique. Si le système caloporteur (le système

de refroidissement) ne parvenait pas à évacuer toute cette chaleur, les dommages causés par la haute température au combustible et aux constituants du réacteur occasionneraient la fuite de substances radioactives dangereuses, ainsi que l'affaiblissement et la fusion des matériaux qui le composent.

Pourquoi donc avoir des réacteurs nucléaires, étant donné ces risques inhérents flagrants? La prochaine section de ce chapitre justifie le recours au nucléaire. Dans la suite de ce cours, nous démontrerons que la production électronucléaire peut être sûre, fiable et économique.

10.3 Notions principales

- On construit des centrales nucléaires pour produire de l'électricité de façon sûre, économique et fiable.
- Le cœur d'un réacteur CANDU contient le combustible de dioxyde d'uranium naturel, et de l'eau lourde utilisé comme caloporteur et comme modérateur.
- Le combustible du réacteur engendre de la chaleur servant à produire de la vapeur. Toutefois, il émet des rayonnements et génère des substances radioactives.
- Ce sont les propriétés nucléaires particulières de l'eau lourde qui permettent au réacteurs CANDU de consommer de l'uranium naturel (non enrichi).
- 1 MW (mégawatt) = 1000 kW (kilowatts). On mesure la production ou la livraison d'énergie en utilisant des unités de puissance (watt). L'énergie électrique est vendue en watt (W) ou en kilowattheures (kWh). Par exemple, une puissance de production de 1 MW génère 1 kWh d'énergie toutes les 3,6 secondes. Vous rencontrerez aussi les symboles MW_{th} (mégawatts thermiques) et MW_e (mégawatts électriques) qui dénotent respectivement la production d'énergie thermique et celle d'électricité.

10.4 Comparaison des méthodes de production d'électricité

10.4.1 Les différentes options

Nous nous sommes habitués à une alimentation fiable et bon marché en électricité. En conséquence, nous n'utilisons pas toujours correctement ou efficacement l'énergie électrique. Une conservation efficace peut réduire les demandes en énergie électrique, allant même jusqu'à reporter ou éliminer la construction de nouvelles centrales électriques.

Les petites sources d'énergie (par exemple les éoliennes dans les régions éloignées ou les barrages sur de petites rivières) peuvent remplir certains créneaux. Certains services publics prévoient que l'on aura besoin de nouvelles grandes centrales. Tant que l'on n'aura pas découvert de meilleures technologies, le choix se situera entre les centrales nucléaires et les centrales à combustible fossile.

10.4.2 Aspects économiques

Les inventeurs du réacteur électronucléaire prévoyaient qu'il serait une source d'énergie beaucoup plus économique que les combustibles fossiles (charbon, pétrole et gaz). L'avantage économique de la production d'électricité par l'énergie nucléaire comparée à la consommation de combustibles fossiles provient du coût de l'uranium. Aux fins de comparaison, en 1990, en Ontario, les coûts du combustible nucléaire représentaient 10 % du prix du combustible utilisé par une centrale équivalente à combustible fossile. Une grande centrale au charbon brûle quotidiennement environ 20 000 tonnes de charbon. Une centrale nucléaire équivalente consomme environ 20 grappes de combustible contenant chacune moins de 20 kg d'uranium.

Ceux qui avaient prédit que l'énergie nucléaire serait peu onéreuse avaient sous-estimé d'autres coûts. Le financement, la construction et l'entretien des centrales nucléaires sont coûteux. Leurs coûts d'immobilisation sont au moins trois fois plus élevés que ceux d'une usine à combustible fossile. Leur construction, leur équipement et leur entrée en service nécessitent trois à quatre années de travail supplémentaires.

Le coût de production d'électricité, qu'elle soit classique ou nucléaire, est difficile à prévoir. Le financement pour la construction doit être assuré plusieurs années avant les premières ventes d'électricité. À cause des débours très élevés au démarrage du projet, le coût de l'énergie nucléaire dépend fortement des taux d'intérêt, alors que le coût du combustible constitue une part plus importante du prix de l'électricité produite à partir de combustibles fossiles.

Huit à dix ans s'écoulent entre le début des travaux d'une centrale nucléaire et son entrée en service. Le concepteur prévoit que grâce à la construction modulaire, une période moitié moindre sera nécessaire pour assembler un nouveau modèle de petit réacteur.

Les estimations des coûts pour chaque type de production d'énergie dépendent de la variation des prix pendant la vie utile de la centrale. L'électricité tirée de combustibles fossiles sera plus chère si le coût du

combustible augmente brusquement après la construction de la centrale. De telles augmentations de coût de l'uranium après la mise en service d'une centrale nucléaire n'affecteront pas beaucoup le coût de l'électricité produite. Emprunter le capital pour construire une centrale nucléaire est une bonne stratégie si l'on prévoit que les coûts augmenteront, particulièrement si les taux d'intérêt sont bas. La filière du charbon pourrait être un meilleur choix si le coût du combustible est stable ou si l'on prévoit qu'il baissera ou, encore, si les taux d'intérêt sont élevés.

Ces comparaisons entre les coûts ont un impact sur l'exploitation de des centrales. Les centrales ne fonctionnent pas toujours à pleine puissance, à cause des variations de la demande d'électricité. Dans une centrale thermique classique, la réduction de production amène des économies de combustible, alors que le coût de l'énergie nucléaire reste stable, que les réacteurs produisent de l'énergie ou non. De ce fait, la façon la plus économique d'utiliser une centrale nucléaire est de l'exploiter à pleine puissance.

Nous appelons *fonctionnement de base*, l'exploitation continue à pleine puissance. L'ajustement de la production des centrales à combustible fossile, ou *fonctionnement en suivi de charge*, permet d'accommoder les variations de la demande. Certaines centrales nucléaires peuvent aussi ajuster leur production en fonction de la charge. Toutefois, il n'est pas possible d'opérer de grands déplacements de charge, à cause des difficultés liées aux processus nucléaires dans le combustible. Nous discuterons de cette limitation dans des chapitres ultérieurs. Les changements fréquents de charge provoquent des contraintes thermiques qui augmentent le risque d'endommagement du combustible.

Lorsqu'un réacteur nucléaire est arrêté pour cause de réparation, l'on doit remplacer le manque de production en achetant l'électricité, plus chère, d'une centrale à combustible fossile. Or, les coûts liés à la centrale demeurent élevés pendant la panne. Les défaillances des appareils, les opérations d'entretien non prévues et les erreurs de fonctionnement sont la source d'arrêts coûteux de production d'électricité. Ainsi, il est important que les entreprises préviennent les arrêts non prévus et, s'ils se produisent, en restreignent la durée.

L'expérience acquise avec les réacteurs CANDU indique que l'énergie nucléaire sera beaucoup moins chère que celle tirée des combustibles fossiles si les centrales fonctionnent pendant 80 % ou plus du temps. Les nouveaux réacteurs CANDU atteignent couramment cet objectif et le dépassent.

Un bon rendement d'un réacteur au cours de sa vie utile produira des économies substantielles par rapport aux centrales à combustible fossile. Toutefois, si elle est mal exploitée, le coût de production d'électricité sera très élevé.

Comme estimation grossière du point d'équilibre entre les centrales nucléaires et les centrales à combustible fossile, on cite parfois un facteur de capacité de 60 %.

Les avantages de l'uranium par rapport aux combustibles fossiles augmenteront probablement avec la diminution des réserves mondiales de pétrole et de gaz et les inquiétudes relatives aux gaz à effet de serre. Les réserves d'uranium sont également limitées. Le Canada a la fortune de posséder des gisements pour ses besoins et ceux de son grand marché d'exportation qui dureront entre 50 et 60 ans. Il est possible de brûler du thorium dans les réacteurs CANDU, mais cette option est actuellement trop onéreuse. Une fois que tout l'uranium aura été utilisé, on pourra alors tirer de l'énergie du thorium pendant 100 ans ou plus.

10.4.3 Effets sur le milieu

Les centrales nucléaires et celles à combustible fossile ont des effets très différents sur l'environnement. Le rayonnement est un inconvénient incontournable de la production nucléaire. La fission nucléaire qui génère chaleur et rayonnement transforme l'uranium, substance faiblement radioactive, en produits de fission fortement radioactifs. Les produits de fission dans le combustible émettent un rayonnement longtemps après la fin de la fission. Dans les matériaux exposés au rayonnement produit dans le cœur, des substances radioactives sont générées par activation.

Ces facteurs influent sur la conception des centrales et sur la façon dont on y travaille. Toutefois, les rejets radioactifs au public sont extrêmement faibles. On surveille les rejets avec attention. Les limites légales des rejets sont inférieures à l'intensité du rayonnement naturel. Les rejets typiques effectués pendant le fonctionnement ne représentent qu'une fraction des rejets autorisés. Nous savons que ces rejets sont peu importants, et les échantillonnages réalisés à proximité des centrales CANDU ne décèlent pas un rayonnement plus intense que celui dû à la nature.

La population s'inquiète des risques de rejet accidentel de grandes quantités de matières radioactives. Dans ce cours, nous décrivons les appareils conçus pour prévenir de tels accidents. Le principe de

fonctionnement sécuritaire qui suit est simplifié à l'extrême, mais essentiellement correct :

Si l'on s'assure que le combustible est toujours mouillé, il ne se rompra pas et les substances radioactives ne seront pas dissipées.

Dans les chapitres suivants, nous signalerons les éléments de la conception du réacteur prévus pour assurer le mouillage continu du combustible. Dans d'autres cours, nous étudierons la sécurité des réacteurs, qui repose autant sur le personnel que les appareils.

On appelle *activation*, toute interaction d'un rayonnement avec de la matière qui, après un certain temps, la rend radioactive.

Les centrales traditionnelles produisent aussi leurs déchets. Une grande centrale au charbon dépourvue d'épurateur-laveur (séchateurs) produit quotidiennement plus de 15 000 tonnes de dioxyde de carbone (CO_2), 200 tonnes de gaz acides (dioxyde de soufre et oxydes d'azote), plusieurs tonnes de cendres volantes et 500 tonnes de cendres. Ces déchets sont beaucoup moins nocifs que le rayonnement nucléaire, mais ne sont pas inoffensifs. Parmi les déchets énumérés plus haut, il faut compter plus d'une tonne de poisons, notamment l'arsenic et le mercure.

Les épurateurs-laveurs réduisent les rejets des centrales à combustible fossile modernes, mais on ne peut obvier à l'émission de certains gaz acides et de substances toxiques. Les épurateurs-laveurs ne peuvent retirer le dioxyde de carbone qui, bien qu'il ne soit pas immédiatement nocif, contribue directement au réchauffement climatique.

Qu'elles soient équipées ou non d'épurateurs-laveurs, les centrales traditionnelles produisent une grande quantité de déchets solides que l'on doit évacuer. En comparaison, un gros réacteur utilise quotidiennement moins de vingt grappes de combustible nucléaire. Il s'agit de moins d'une demi-tonne de déchets. À l'heure actuelle, l'on conserve le combustible épuisé fortement radioactif, dans des piscines situées sur le terrain des centrales. On conserve le combustible plus ancien dans des silos de béton.

L'entreposage à long terme des déchets nucléaires constitue un autre problème. La radioactivité due à la désintégration nucléaire diminue avec le temps. La radioactivité de différentes substances décroît à des vitesses différentes. Dans une centaine d'années environ, la radioactivité du combustible usé ne proviendra que de quelques

substances radioactives de très longue période, surtout le plutonium et l'uranium restant, non fissionné.

à cause de la présence de ces isotopes à longue période, on doit isoler le combustible épuisé de l'environnement pendant un temps très long. Il a été difficile de concevoir une méthode sûre de conservation. Les problèmes politiques liés à la mise en place d'un site d'évacuation seront énormes.

Pour résumer, le combustible nucléaire épuisé contient des substances radioactives extrêmement dangereuses. On doit conserver ces substances au même endroit, et la probabilité de rejet doit être très basse. Les déchets des centrales à combustible fossile sont moins dangereux, mais ne sont pas isolés de l'environnement. Par exemple, les cheminées diffusent sur une grande surface des substances qui peuvent être dangereuses pour la santé ou l'environnement.

Toutes les centrales rejettent de la chaleur dans leur milieu. Les centrales nucléaires ne sont pas aussi efficaces que les centrales modernes à combustible fossile et elles perdent plus d'énergie résiduelle. Au Canada, les centrales sont situées près de grands plans d'eau froide. On ne croit pas que l'effet de cette chaleur sur le milieu environnant soit particulièrement nocif.

10.5 Notions principales

- Pour la production d'électricité, l'énergie nucléaire est plus économique que le recours aux combustibles fossiles, si les centrales sont exploitées de manière fiable, à haute capacité, pendant de longues périodes. L'avantage économique provient du faible coût du combustible nucléaire.
- La production d'électricité à partir d'une centrale nucléaire est moins souple que celle d'une centrale traditionnelle, et ce, pour deux raisons : Les centrales engendrent des coûts, même lorsqu'elles ne produisent pas d'énergie. Des raisons techniques limitent l'amplitude et la fréquence de grands déplacements de charge.
- Les répercussions d'un rejet de matières radioactives par une centrale nucléaire seraient très graves. L'exploitation sécuritaire des centrales exige une attention extrême. Les risques causés par une centrale à combustible fossile sont beaucoup plus bas, mais certains dommages à l'environnement sont inévitables.

- Les centrales à combustible fossile produisent de forts volumes de déchets relativement inoffensifs. Les centrales nucléaires produisent de petites quantités de déchets extrêmement dangereux, qui sont dangereux pendant un temps très long.
- Les deux types de centrales produisent de vastes quantités de chaleur résiduelle. Toutefois, on ne croit pas que cette chaleur résiduelle cause des problèmes graves.

10.6 Le « flux » d'énergie

Dans l'introduction de ce chapitre, nous avons précisé que la source de chaleur était la principale différence entre les centrales alimentées par des combustibles fossiles et les centrales nucléaires. La taille de leur « machine à vapeur » constitue une autre différence.

Une bonne centrale classique produit de la vapeur chaude, à haute pression (sèche). La température et la pression de la vapeur produite par un réacteur CANDU sont plus basses (il s'agit de vapeur saturée, presque humide). On doit utiliser un flux plus important de vapeur pour transférer la même quantité d'énergie. En conséquence, la tuyauterie et la turbine sont plus grosses que les installations équivalentes d'une centrale classique de même importance.

Pour augmenter la température et la pression de la vapeur, il aurait fallu concevoir le CANDU avec des matériaux plus épais. Or, la tuyauterie dans laquelle circule le caloporteur lorsqu'il est en contact avec le combustible absorbe les neutrons, et ceci nuirait à la fission. Elle ne peut être plus épaisse. En outre, il faudrait changer la structure du combustible pour qu'il puisse supporter une température plus élevée.

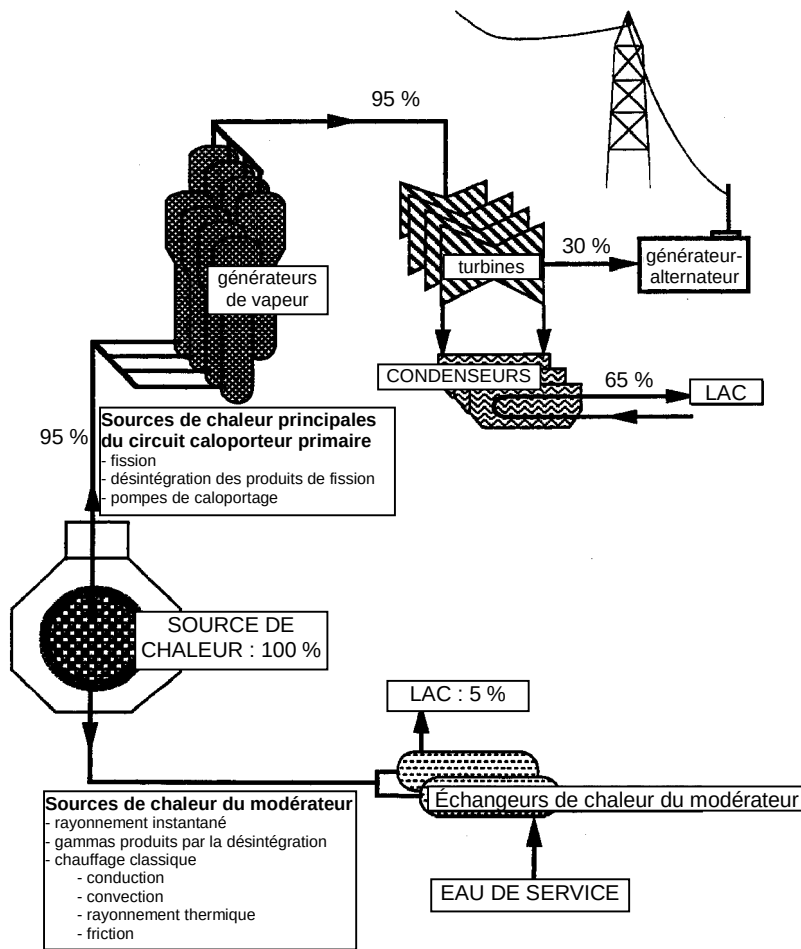


Figure 10.2
Les grands flux d'énergie d'une centrale CANDU

L'utilisation de vapeur saturée diminue l'efficacité thermique de la centrale nucléaire.

Les appareils qui transforment l'énergie thermique en énergie mécanique ne sont jamais très efficaces. Une centrale classique rejette environ 60 % (en arrondissant) de l'énergie extraite de la combustion du pétrole ou du charbon. Une centrale nucléaire perd jusqu'à 70 % de son énergie. (Un moteur d'automobile est encore moins efficace.)

La source de cette inefficacité est la turbine à vapeur. Pour tourner, une turbine doit subir une pression élevée à une extrémité et une pression faible à l'autre. Le condenseur condense la vapeur de sortie

avec de l'eau froide, afin de maintenir cette différence de pression. La chaleur contenue dans l'eau est perdue.

L'efficacité du transfert d'énergie dépend presque complètement de la différence de température entre la vapeur chaude et l'eau de condensation froide. Une vapeur plus froide implique qu'une fraction plus importante de la chaleur est perdue.

Dans ce qui suit, nous décrivons le flux d'énergie en détail, en utilisant des nombres typiques. Cette information permet de comprendre l'utilité et l'utilisation des systèmes que nous décrivons plus loin.

Le permis d'exploitation des réacteurs CANDU limite la production totale de chaleur à pleine puissance. Le permis des plus petits réacteurs impose une limite de presque $1700 \text{ MW}_{\text{th}}$, alors que ceux des grands réacteurs restreignent la production à $2800 \text{ MW}_{\text{th}}$. On mesure en mégawatt la puissance, c'est-à-dire le taux de production et de transfert d'énergie. Un réacteur produisant $2800 \text{ MW}_{\text{th}}$ doit « écouler » 2800 mégajoules par seconde. Pour bien comprendre où va toute cette énergie, consultez la figure 10.2, pendant la lecture de ce qui suit :

Les condenseurs rejettent dans le lac environ 65 % de toute l'énergie thermique produite.

La turbine convertit environ 30 % de toute l'énergie thermique produite en énergie mécanique qui, à son tour, est transformée en énergie électrique par le générateur-alternateur. Le réseau électrique distribue cette énergie à ses clients, hormis la fraction consommée par les appareils de la centrale.

Environ 5 % de toute l'énergie disparaît sous la forme de chaleur dans le système du modérateur. Ce pourcentage inclut une petite quantité de chaleur qui s'échappe dans le blindage qui entoure le cœur. Des échangeurs de chaleur refroidissent ce système en transférant la chaleur au lac.

On pourrait théoriquement évacuer la vapeur dans l'atmosphère. Ceci serait toutefois encore moins efficace.

On a attribué une désignation propre à chaque forme d'énergie. Nous les définissons et en donnons la valeur prévue dans les paragraphes qui suivent.

La *puissance thermique du réacteur* est la chaleur nette transférée par seconde du combustible au caloporteur. La puissance communiquée aux générateurs de vapeur par un grand réacteur peut atteindre

2700 MW_{th}. La pression de la vapeur produite par les générateurs fait tourner la turbine qui actionne le générateur-alternateur.

On appelle *puissance électrique brute*, la puissance électrique issue du générateur. Normalement, environ 30 % de la puissance thermique est transformée en électricité, c'est ce qu'on appelle l'efficacité thermique du processus de conversion d'énergie.

L'efficacité thermique du réacteur est définie comme le rapport entre la puissance électrique brute et la puissance thermique du réacteur.

On appelle *puissance de service de la centrale*, la partie de l'électricité produite, utilisée par la centrale, elle constitue environ 5 % de la production du générateur. Le reste de l'électricité produite alimente le réseau c'est la *puissance électrique nette*. Dans notre exemple, à pleine puissance, la production d'un réacteur se ventile comme suit :

puissance thermique du réacteur	2700 MW _{th}
puissance électrique brute	837 MW _e
puissance de service du réacteur	47 MW _e
puissance électrique nette	790 MW _e
efficacité thermique du réacteur	$837/2700 = 31 \%$

À 80 % de la pleine puissance, la production électrique nette serait de 632 MW_e.

Cette valeur ne tient pas compte de la chaleur perdue dans le modérateur. Dans cet exemple, puisque le modérateur absorbe environ 120 MW_{th}, la chaleur totale tirée du combustible est de 2820 MW_{th}.

Certaines centrales donnent des chiffres d'efficacité globale nette. Cette valeur est le rapport entre la puissance de l'électricité produite et de la puissance tirée du combustible. Dans notre exemple, elle vaudrait $790/2820 = 28 \%$.

10.7 Notions principales

- Le permis d'une centrale stipule la puissance thermique maximale que l'on peut tirer du combustible.

- La puissance thermique du réacteur n'est pas toute utilisée pour la production de la vapeur. Le système du modérateur absorbe environ 5 % de la chaleur.
- L'ensemble turbine-générateur transforme en électricité, environ 30 % de la puissance thermique du réacteur : la puissance électrique brute.
- L'efficacité thermique du réacteur est le rapport entre la puissance électrique brute et la puissance thermique du réacteur.
- Le fonctionnement de la centrale absorbe environ 5 % de la puissance électrique brute (la puissance de service de la centrale). Le reste, la puissance électrique nette, est vendu pour générer des revenus.

10.8 Exercices

1. On trouve dans le cœur d'un réacteur le combustible, le caloporteur et le modérateur. Quelles sont leurs fonctions et, dans un réacteur CANDU, de quelle substance sont-ils constitués?
2. Donnez les plus grands avantages et inconvénients, selon vous, de la production nucléaire d'électricité par rapport à la production par des centrales à combustible fossile. Justifiez brièvement vos choix.
3. Expliquez brièvement comment de meilleures mesures de conservation d'énergie affecteraient (il n'y a pas de réponse unique) :
 - a) les aspects économiques de la production d'énergie à partir des combustibles nucléaires et fossiles,
 - b) l'environnement.
4. Que signifient les expressions :
 - a) puissance électrique nette?
 - b) puissance thermique du réacteur?
 - c) efficacité thermique?

11 Structure d'un réacteur

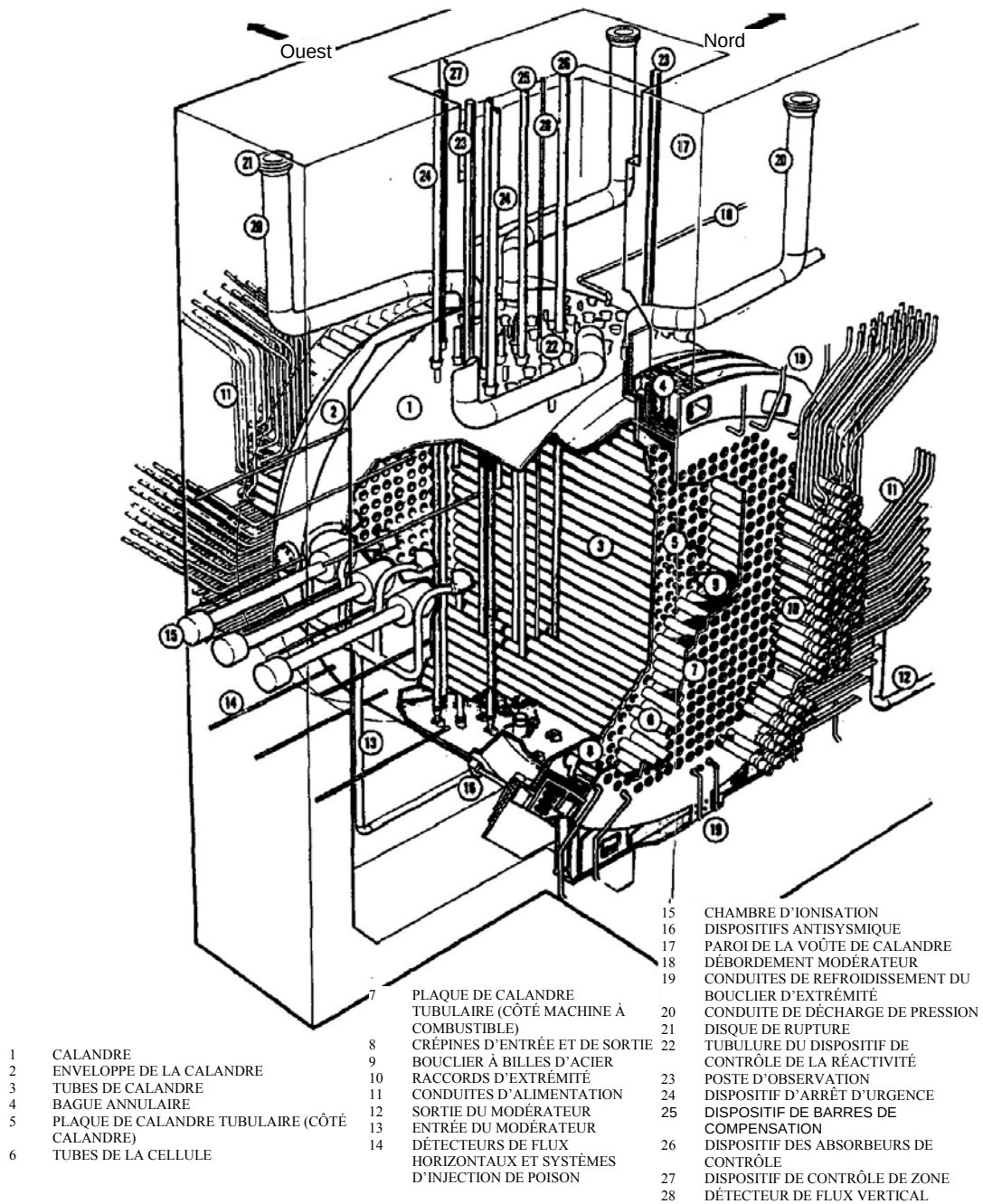


Figure 11.1
Cœur du réacteur CANDU

11.1 INTRODUCTION

Ce chapitre présente certains choix effectués par les concepteurs de réacteur CANDU et explique comment on en est venu à cette conception. Vous devez comprendre les raisons expliquant la présence de certaines caractéristiques de conception, et connaître l'utilité des composants, ainsi que les localiser sur un schéma.

La figure 11.1 est un schéma détaillé du réacteur de Pickering-B. Des schémas simplifiés dans les prochaines pages illustrent les caractéristiques importantes des CANDU. N'hésitez pas à consulter la figure 11.1 de temps à autre pour vérifier la disposition des composants de réacteur. Avant de décrire la conception, nous allons examiner certains aspects clés de la physique du réacteur.

La scission (fission) des atomes dans le combustible de réacteur produit de la chaleur. Chaque watt de chaleur correspond à 30 milliards de fissions par seconde. Un grand nombre de neutrons thermiques bombardés par les atomes de combustible provoquent ces fissions. Les atomes fissiles sont des atomes qui peuvent être divisés par des neutrons thermiques.

Chacune de ces 30 milliards de fissions donne naissance à deux ou trois neutrons rapides et génère de la chaleur. La conception du réacteur est telle que le combustible génère des neutrons rapides qui peuvent s'en échapper. Les neutrons doivent être ralentis dans le modérateur (et non dans le combustible), puis retournent par la suite au combustible. Si le modérateur ou la structure absorbe trop de neutrons au cours du procédé, c'est la réaction en chaîne qui débute.

11.2 Composants clés du CANDU

Les composants clés d'un réacteur sont le combustible, le modérateur et le caloporteur. Le réacteur CANDU utilise un combustible à base de dioxyde d'uranium naturel ainsi qu'un modérateur (eau lourde) et un caloporteur (également de l'eau lourde). La figure 11.2 indique leur emplacement. Des grappes d'éléments de combustible minces permettent aux neutrons rapides de s'échapper facilement du combustible. Les canaux de combustible sont séparés par une distance d'environ 30 cm. Cette distance permet aux neutrons de perdre la majeure partie de leur énergie avant de revenir au combustible.

Les neutrons thermiques se déplacent lentement. Les réacteurs conçus pour fonctionner grâce aux neutrons thermiques portent le nom de réacteurs thermonucléaires. On les appelle également réacteurs thermiques.

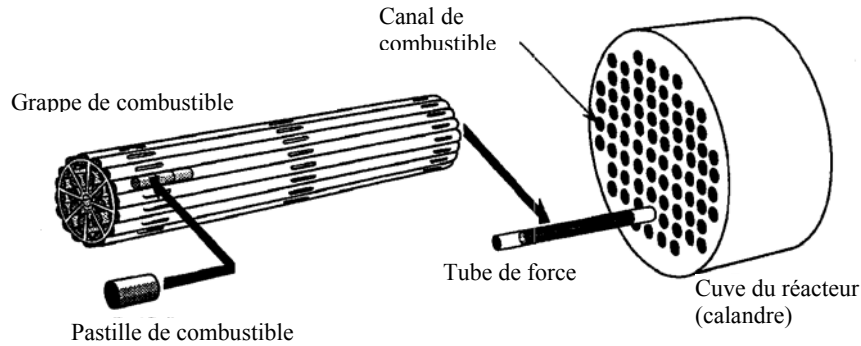


Figure 11.2
Répartition du combustible, du caloporteur et du modérateur
dans un réacteur CANDU

11.2.1 Combustible

La plupart des réacteurs commerciaux, y compris les réacteurs CANDU, utilisent un combustible au dioxyde d'uranium. Le réacteur CANDU est unique en ce sens qu'il utilise de l'uranium naturel. L'uranium naturel est constitué à 99,3 % d'uranium 238, qui n'est pas fissile et de 0,7 % d'uranium 235 fissile. La plupart des réacteurs utilisent un combustible enrichi avec 2 % à 4 % d'uranium 235. La probabilité d'une collision entre un neutron et un atome fissile est plus grande dans le combustible enrichi, ce qui permet d'entretenir une réaction en chaîne avec un nombre moins élevé de neutrons.

Les concepteurs canadiens ont mis au point un réacteur qui utilise efficacement les neutrons, et c'est pourquoi il peut utiliser de l'uranium naturel comme combustible. Un tel réacteur utilise efficacement le combustible, et le combustible est relativement peu coûteux. En outre, après la Deuxième Guerre mondiale, le Canada était l'un des rares pays possédant les connaissances relatives à la fabrication d'une bombe nucléaire. En choisissant une conception de réacteur qui n'exigeait pas l'enrichissement de l'uranium, les politiciens canadiens montraient qu'ils n'avaient pas l'intention de fabriquer des bombes.

La fabrication d'une bombe exige du plutonium ou de l'uranium hautement enrichi. Le premier réacteur commercial au monde, Calder Hall au Royaume-Uni, utilisait du plutonium de type militaire ainsi que de l'électricité. Un réacteur de sous-marin compact fonctionnant à l'uranium enrichi a été mis à l'échelle pour construire la première

centrale de production d'électricité américaine. Le réacteur CANDU a été conçu à des fins commerciales seulement.

11.2.2 Caloporteur

Dans un réacteur modéré à l'eau ordinaire, le modérateur sert également de caloporteur. L'eau sous forme liquide entre en contact avec le combustible chaud et devient alors très chaude. Elle doit demeurer liquide ou sinon, elle perd sa capacité à ralentir les neutrons. Le réacteur doit être exploité à haute pression afin d'éviter que le liquide chaud ne se transforme en vapeur. Cette méthode ne fonctionne pas très bien pour un réacteur qui utilise l'eau lourde comme modérateur.

Une grande quantité d'eau lourde est requise pour ralentir les neutrons. C'est pour cette raison que les réacteurs utilisant l'eau lourde comme modérateur sont très grands. Une grande cuve sous pression est difficile à construire et très coûteuse. Les concepteurs du premier réacteur CANDU ne réussissaient pas à trouver un fabricant canadien qui pouvait construire ce genre de cuve sous pression.

La conception d'un réacteur à tubes de force a permis de résoudre ce problème. La conception prévoit des circuits distincts pour le modérateur et le caloporteur. Examinons la figure 11.2. Les tubes de force qui sont disposés horizontalement dans le réacteur contiennent le combustible. Le caloporteur (eau lourde) à haute pression circule dans les tubes de force et au-dessus du combustible.

11.2.3 Modérateur

La concentration d'uranium 235 dans l'uranium naturel est faible, alors le nombre de neutrons qui bombardent le combustible doit être élevé. La conception d'un réacteur en fonction du combustible choisi doit permettre de réduire le plus possible les pertes de neutrons.

Les scientifiques canadiens savaient que le combustible au dioxyde d'uranium, utilisant de l'uranium naturel, nécessitait du D₂O comme modérateur. Tout autre modérateur aurait absorbé trop de neutrons. C'est ainsi que le réacteur CANDU (*Canadian Deuterium Uranium*) est né.

Une grande cuve comportant des centaines de canaux contient le modérateur. Cette cuve est appelée calandre. Elle mesure environ 6 mètres de longueur et 7 mètres de diamètre.

La calandre n'est pas une cuve sous pression. Le modérateur est refroidi de manière à ne pas entrer en ébullition et à ne pas exercer une

pression sur la structure. Les disques de rupture de calandre protègent la calandre contre toute surpression. La figure 11.1 illustre ces disques.

L'eau lourde absorbe un petit nombre de neutrons, mais n'est pas aussi efficace que l'eau ordinaire pour les ralentir. Pour la même puissance de sortie, un réacteur à l'eau lourde est plus grand qu'un réacteur utilisant l'eau ordinaire comme modérateur.

Les Canadiens, au cours de leur recherche pendant la guerre, sont devenus des experts dans le domaine de l'eau lourde.

11.3 Structure du cœur du réacteur

La conception d'un réacteur à tubes de force, comportant des circuits distincts pour le modérateur et le caloporteur, a nécessité des travaux de conception élaborés. Vous pouvez consulter les figures 11.3, 11.4 et 11.5 pour accompagner la description suivante.

Les figures 11.3 et 11.4 illustrent le modérateur et le caloporteur qui se présentent dans des circuits distincts séparés par deux tubes dans un espace en forme de beigne (espace annulaire). Les tubes de calandre, d'environ 6 mètres de longueur, sont les parois des canaux de la calandre. Les tubes de force, placés à l'intérieur des tubes de calandre, renferment chacun 12 ou 13 grappes de combustible. Le gaz contenu dans l'espace entre les tubes, appelé gaz annulaire, isole le modérateur froid du circuit caloporteur chaud.

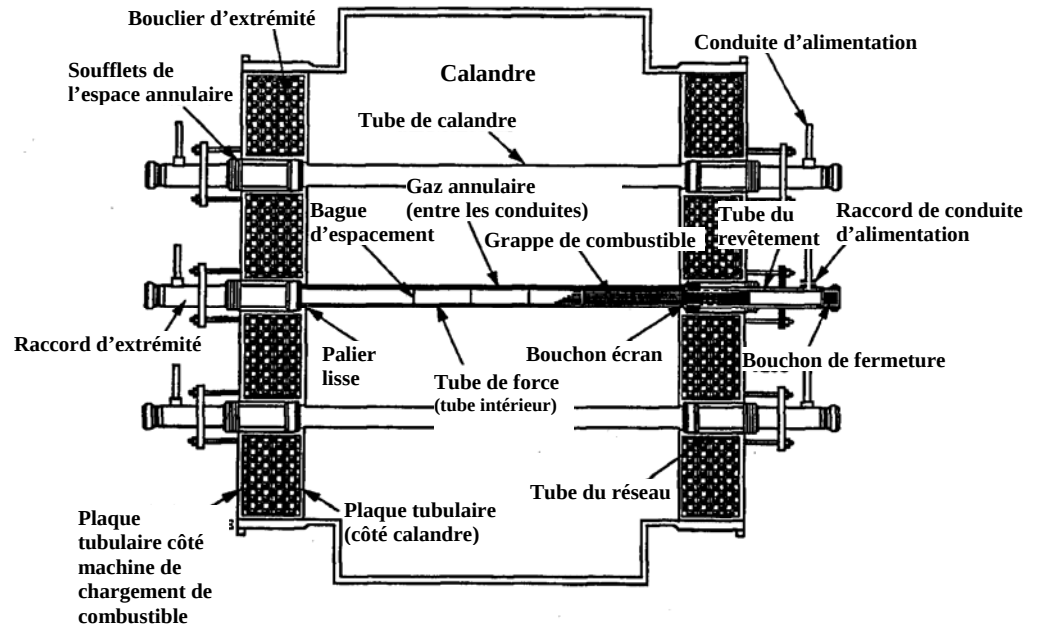


Figure 11.3
Schéma du cœur du réacteur

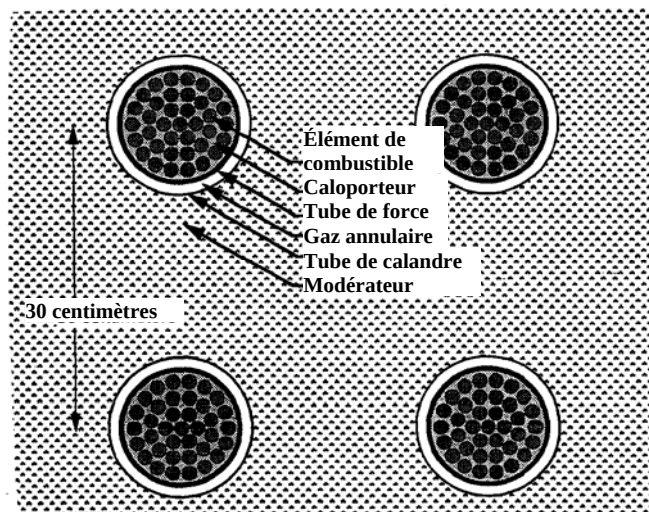


Figure 11.4
Réseau CANDU

Les parois des tubes de calandre et des tubes de force absorbent une faible quantité de neutrons qui les traversent. Ces tubes sont constitués d'un alliage de zirconium, métal qui absorbe moins de neutrons que d'autres métaux. Il est utilisé lorsque l'absorption des neutrons doit être faible. Les tubes du cœur du réacteur sont plutôt perméables aux neutrons, et le combustible est entouré de D_2O .

La figure 11.5 illustre plusieurs raccords. Les tubes de calandre sont attachés à la plaque tubulaire côté calandre (face intérieure plane de la calandre). Un joint laminé mécanique raccorde le tube en alliage de zirconium à la plaque tubulaire en acier inoxydable. De même, un joint laminé rattache chaque extrémité des tubes de force à un raccord d'extrémité en acier inoxydable. Les raccords d'extrémité soutiennent les tubes de force et permettent de les raccorder. Les joints laminés sont les seuls raccords directs avec les tubes en alliage de zirconium.

Le caloporteur (D_2O) à haute pression circule autour du combustible dans les tubes de force grâce à des conduites d'alimentation. Les raccords d'extrémité possèdent des connexions d'alimentation pour raccorder les conduites d'alimentation. Un bouchon de fermeture amovible se trouve au bout de chaque raccord d'extrémité. Chaque bouchon de fermeture est doté d'un sceau sous forme de disque métallique étanche à la pression.

COUPE SIMPLIFIÉE D'UN RACCORD D'EXTRÉMITÉ LA TAILLE DE CERTAINS COMPOSANTS EST AUGMENTÉE À DES FINS DE CLARTÉ

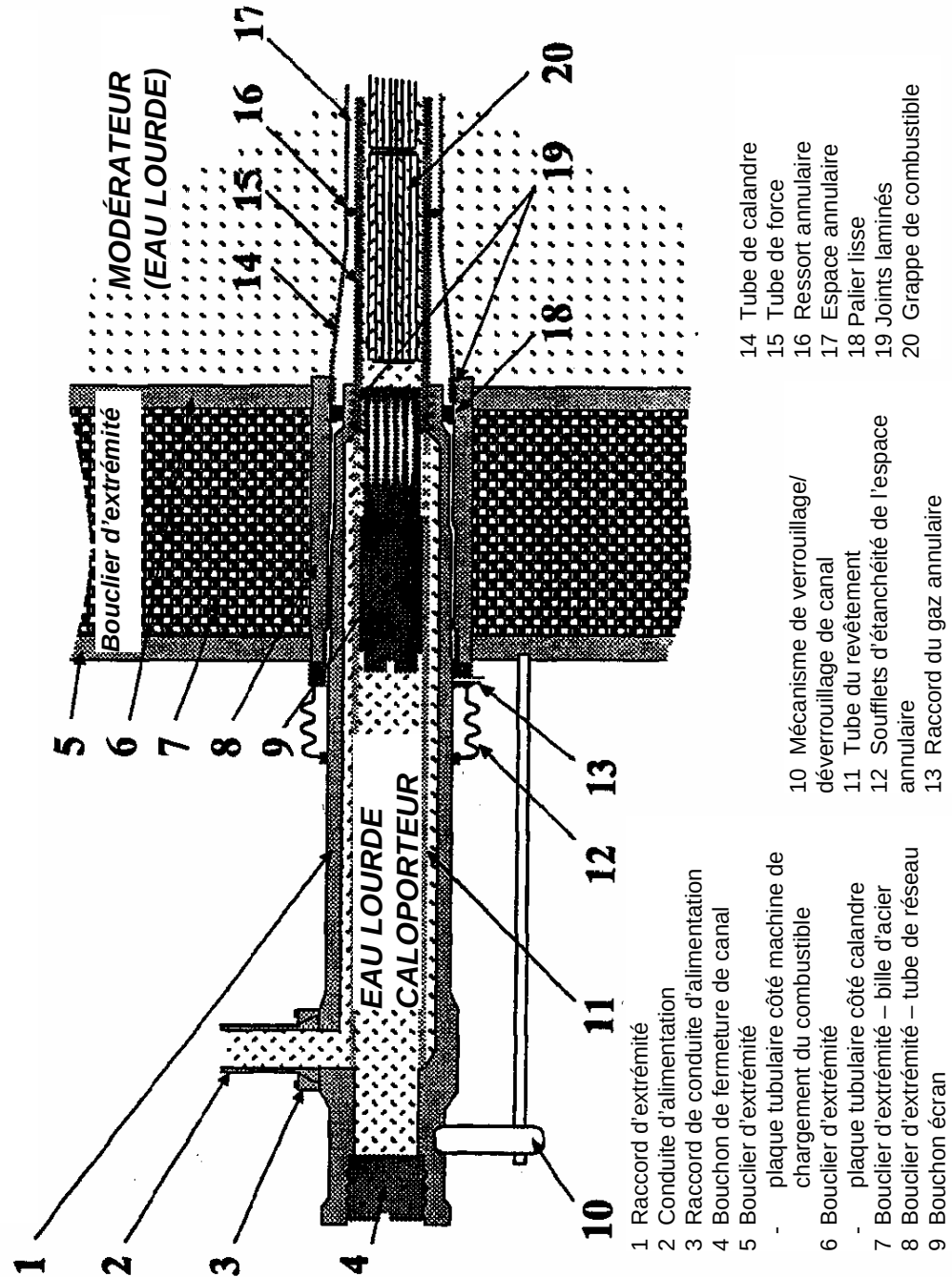


Figure 11.5
Raccord d'extrémité de type courant

Les raccords d'extrémité assurent un raccordement étanche à la pression avec les machines de chargement du combustible commandées à distance. Ces machines insèrent et retirent le combustible pendant le fonctionnement du réacteur. Un loquet à combustible dans le canal permet d'éviter que les grappes ne se déplacent, à moins qu'une machine de chargement du combustible fixe déloge le loquet.

Les raccords d'extrémité soutiennent les tubes de force aux extrémités. Les bagues d'espacement le long du tube de force permettent d'éviter tout contact avec les tubes de calandre.

Chaque raccord d'extrémité repose sur un palier lisse sur lequel il peut glisser.

Habituellement, l'une des extrémités du canal de combustible est fixée par des pinces et ne peut bouger, alors que l'autre extrémité est libre de tout mouvement. Ce mouvement permet la dilatation thermique et la contraction du tube de force. Il permet également d'accommoder le fluage des tubes de force.

Les figures 11.3 et 11.5 illustrent un joint souple, soit les soufflets d'étanchéité de l'espace annulaire, entre les raccords d'extrémité et la face du réacteur. Ce joint est souple et permet le mouvement du tube de force par rapport à la face du réacteur, tel que décrit précédemment.

Du dioxyde de carbone circule librement dans l'espace annulaire, grâce aux conduites rattachées aux soufflets. Ce gaz sert d'isolation entre le modérateur et les tubes de force. Le circuit du gaz annulaire permet le passage du gaz isolant, ce qui permet de contrôler les conditions entre les tubes. La détection de l'humidité dans le gaz peut permettre d'éviter une fuite du tube.

Le circuit du gaz annulaire a changé depuis sa première conception. À un certain moment, les espaces annulaires entre les tubes de calandre et les tubes de force étaient à l'air libre. Cela permettait d'isoler le modérateur du tube de force, mais comportait un certain nombre d'inconvénients. L'argon présent dans l'air devient radioactif, ce qui crée un danger d'irradiation. L'humidité et l'oxygène en excès dans l'air corrodent les tubes en alliage de zirconium.

11.4 Notions principales

- Le combustible CANDU est composé de dioxyde d'uranium utilisant l'uranium naturel. Les machines de chargement du combustible commandées à distance insèrent et enlèvent les

grappes de combustible aux raccords d'extrémité de chaque tube de force.

- Les machines de chargement du combustible se raccordent de manière étanche à l'extrémité du réacteur. Lorsque la machine de chargement du combustible n'est pas rattachée au réacteur, le canal de combustible est scellé par un bouchon de fermeture inséré dans le raccord d'extrémité.
- Le caloporteur (eau lourde) circule dans les tubes de force, au-dessus du combustible. Il entre et sort par les conduites d'alimentation fixées au raccord d'extrémité.
- Le chapelet de grappes dans le tube de force est maintenu en place par un loquet de combustible au raccord d'extrémité.
- Le modérateur (eau lourde) entoure les tubes de force renfermant le combustible. Le gaz annulaire d'isolement (dioxyde de carbone) sépare le tube de force chaud du modérateur froid.
- Le circuit du gaz annulaire permet de contrôler l'état des tubes et permet également de détecter les fuites des tubes.
- La calandre renferme le modérateur. Il s'agit d'un grand cylindre horizontal, fermé à l'extrémité plane par les plaques tubulaires côté calandre. Chaque plaque tubulaire possède une centaine d'ouvertures, situées à environ 30 centimètres les unes des autres dans un réseau carré. Les tubes de calandre permettent de sceller les ouvertures aux plaques tubulaires. Ils s'étendent d'une extrémité à l'autre, constituant des canaux dans la cuve.
- La calandre n'est pas une cuve sous pression. Elle est protégée contre la surpression par des disques de rupture de calandre.
- Les tubes de calandre en alliage de zirconium et les tubes de force permettent de réduire l'absorption des neutrons. Des joints laminés mécaniques raccordent les tubes en alliage de zirconium aux composants de réacteur en acier inoxydable :
 - a) les tubes de calandre sont raccordés à la plaque tubulaire côté calandre.
 - b) les tubes de force sont fixés aux raccords d'extrémité.

11.5 Avantages et inconvénients

Le combustible au dioxyde d'uranium naturel nécessite un modérateur à l'eau lourde. Les réacteurs qui utilisent l'eau lourde comme modérateur sont efficaces mais de grande taille. La conception des tubes de force a été élaborée de manière à éviter d'avoir à construire une cuve sous pression de grande taille. Cette conception possède des avantages dans les trois domaines suivants :

- a) Faible coût du chargement de combustible (discuté à la section précédente);
- b) Chargement de combustible en marche;
- c) Souplesse de la surveillance et de la commande du réacteur.

11.5.1 Chargement de combustible en marche

La capacité d'insérer et de retirer le combustible du réacteur en marche comporte plusieurs avantages qui n'existent pas avec les réacteurs alimentés par lots.

Les chiffres relatifs à la production d'électricité peuvent être maintenus à un niveau élevé parce qu'il n'y a pas de mise à l'arrêt de longue durée pour le rechargement de combustible. Ainsi, plus que tout autre facteur, cela permet de maintenir un taux de production élevé pour les nouveaux réacteurs CANDU, comparativement à tous les autres types.

Le combustible défectueux (combustible duquel des produits de fission peuvent s'échapper) peut être enlevé dès que l'on constate sa défaillance. Cela permet de réduire au minimum la dose de rayonnement au personnel de centrale.

La gestion détaillée du combustible est possible. Le chargement de combustible peut donner forme à la distribution de puissance dans l'ensemble du cœur. La combustion peut être optimisée.

La charge de combustible est répartie dans toute l'année plutôt que d'être l'objet d'un échancier d'entretien lors des mises à l'arrêt.

Les réacteurs utilisant de l'uranium enrichi rejettent le combustible ayant des concentrations d'uranium 235 supérieures à celles du combustible CANDU neuf.

11.5.2 Souplesse de la surveillance et de la commande de réacteur

La calandre renferme divers instruments de surveillance et dispositifs de commande. La conception et le fonctionnement de ces dispositifs

est plus simple parce qu'ils ne fonctionnent pas dans un environnement chaud à haute pression. Par exemple, les barres qui absorbent des neutrons et qui sont utilisées lors de la mise à l'arrêt d'urgence n'ont pas à être insérées dans un cœur à haute pression.

Des canaux individuels peuvent être surveillés pour déterminer la température et les niveaux de rayonnement.

Il existe également certains inconvénients des réacteurs à eau lourde sous pression :

- a) L'eau lourde coûte cher;
- b) Le cœur est de grande taille et complexe;
- c) L'eau lourde absorbe peu de neutrons, mais lorsque c'est le cas, elle produit du tritium radioactif. Le tritium présente des dangers d'irradiation importants, qui contribuent souvent à plus de la moitié de la dose de rayonnement dans une centrale CANDU.

11.6 Notions principales

- Les réacteurs CANDU utilisent le combustible efficacement et ce combustible est relativement peu coûteux.
- Les chiffres de production pendant toute la durée de vie des réacteurs CANDU sont habituellement plus élevés que ceux de tout autre type de réacteur. Cela s'explique principalement par le fait que le chargement de combustible en marche permet d'exploiter en continu sans avoir besoin de mettre le réacteur à l'arrêt.
- La charge de combustible est plus facile à gérer lorsqu'elle est répartie sur toute l'année; cela constitue un autre avantage du chargement de combustible en marche.
- Une gestion détaillée du combustible est possible grâce au chargement de combustible en marche. Le combustible défectueux peut être localisé et retiré du réacteur. La combustion peut être optimisée. La distribution de puissance dans le réacteur peut être ajustée.
- Un modérateur à faible pression, circulant dans des tubes de force individuels, permet de surveiller et de contrôler avec souplesse le réacteur. Cela s'explique par le fait que les canaux individuels peuvent être surveillés et que les instruments et

dispositifs de contrôle dans la calandre n'ont pas à fonctionner dans un milieu chaud à haute pression.

11.7 Blindage

Le rayonnement a une incidence sur les travaux réalisés près du réacteur. Certaines pièces d'équipement sont accessibles lorsque le réacteur fonctionne. Cependant, d'autres équipements ne peuvent être approchés que lorsque le réacteur est à l'arrêt. L'équipement qui ne peut être approché est télécommandé.

Le blindage contre le rayonnement protège le personnel de centrale contre les rayonnements neutroniques et gamma intenses. Le blindage épais contre le rayonnement qui assure la protection des employés qui travaillent près du réacteur en marche porte le nom de blindage biologique. Le blindage qui assure la protection adéquate d'un réacteur mis à l'arrêt porte le nom de blindage d'arrêt. Le blindage qui absorbe de la chaleur porte le nom de blindage thermique.

11.7.1 Boucliers d'extrémité

Les travaux ne sont pas autorisés aux faces (extrémités planes) d'un réacteur en marche. Les boucliers d'extrémité assurent un blindage à l'arrêt seulement. L'épaisseur du blindage de la face du réacteur est d'environ 1 mètre. L'espace est limité en raison du fait qu'il faut recharger le réacteur. Les figures 11.1 et 11.5 illustrent le bouclier d'extrémité.

Les parois intérieures et extérieures du bouclier d'extrémité sont respectivement la plaque tubulaire côté calandre et la plaque tubulaire côté machine de chargement du combustible. Les tubes de calandre en alliage de zirconium prennent fin à la plaque tubulaire côté calandre. Les canaux sur l'ensemble du bouclier d'extrémité sont contenus dans des tubes de réseau en acier. Les tubes de réseau font partie du bouclier d'extrémité, comme les tubes de calandre font partie de la calandre.

Les boucliers d'extrémité, en plus d'assurer un blindage en cas de mise à l'arrêt, appuient le rôle du palier lisse. Le palier lisse repose sur un tube de réseau et, à son tour, soutient les raccords d'extrémité. On se rappellera que les raccords d'extrémité soutiennent les tubes de force qui maintiennent le combustible en place. La petite zone de contact du palier lisse limite le transfert thermique provenant du canal de combustible chaud vers le bouclier d'extrémité.

11.7.2 Face du réacteur

Des billes d'acier remplissent les boucliers d'extrémité. Les figures 11.1 et 11.5 illustrent les billes entre les plaques tubulaires. De l'eau ordinaire refroidit ces billes. (Le bouclier de Pickering-A possède des dalles en acier refroidies à l'eau plutôt que des billes). Le refroidissement permet d'éliminer la chaleur déposée par les neutrons et les rayons gamma. La petite zone de contact transfère également une certaine quantité de chaleur provenant des canaux de combustible chaud vers les boucliers d'extrémité.

Des panneaux amovibles d'isolation thermique sont placés sur les boucliers d'extrémité. Les raccords d'extrémité se fixent à l'isolation pour donner accès aux machines de chargement du combustible.

Les boucliers d'extrémité ne seraient pas utiles si le rayonnement pouvait s'écouler en provenance des extrémités des canaux de combustible. Le D_2O dans le raccord d'extrémité n'assure pas un blindage suffisant. À l'intérieur d'un canal de combustible, entre le bouchon de fermeture et le combustible se trouve un bouchon écran en acier inoxydable qui complète le blindage contre le rayonnement en fermant les trous dans le bouclier d'extrémité. La longueur du bouchon écran correspond à peu près à l'épaisseur du bouclier d'extrémité.

Le bouchon écran a également une incidence sur le débit caloporteur. À l'intérieur du raccord d'extrémité se trouve un tube de revêtement. Le débit provenant du raccord de la conduite d'alimentation vers le tube de force se trouve autour de l'extérieur du tube de revêtement. Des trous dans le tube de revêtement permettent au caloporteur de s'écouler dans le canal de combustible. La forme du bouchon écran oriente le débit harmonieusement dans le canal.

11.7.3 Blindage radial

Les boucliers d'extrémité sont semblables dans tous les réacteurs CANDU. Cependant, le blindage radial diffère d'un réacteur à l'autre.

La figure 11.6 illustre la disposition du blindage à Bruce et à Darlington. Un bouclier caisson en acier rempli d'eau ordinaire entoure la calandre. Ce bouclier caisson, comme les boucliers d'extrémité, assure un blindage en cas de mise à l'arrêt contre le rayonnement nucléaire. Il agit également à titre de blindage thermique en absorbant la chaleur provenant du rayonnement thermique.

La voûte du réacteur, enceinte à l'intérieur de laquelle se trouve le réacteur, possède des parois épaisses en béton. Cette enceinte, avec le

bouclier caisson et le bouclier d'extrémité, assure un blindage biologique complet sur tous les côtés du réacteur.

Pickering-A a été construit sans réservoir rempli d'eau. Les parois épaisses de la voûte en béton assurent un blindage biologique et thermique.

Les conduites de refroidissement, contenues dans les parois, protègent le béton contre la surchauffe.

Le compartiment situé sur le dessus du réservoir assure un blindage biologique à cet endroit.

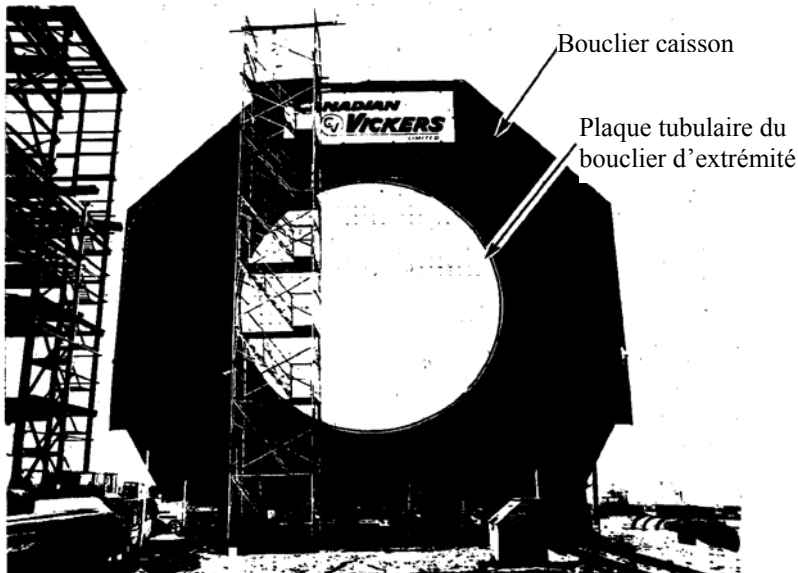


Figure 11.6
Calandre avec bouclier caisson (Bruce A)

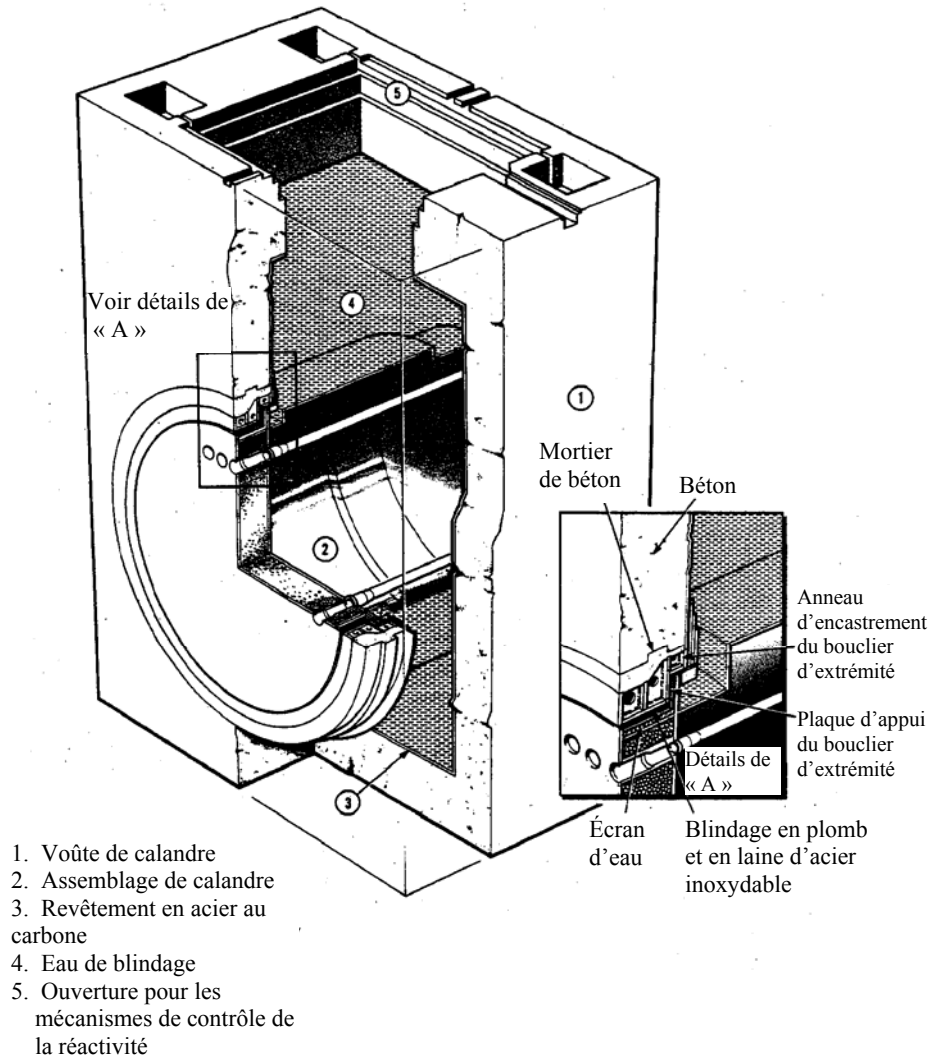


Figure 11.7
Voûte de calandre de Pickering-B

La figure 11.7 illustre l'aménagement de Pickering-B et la conception CANDU 600. La voûte de calandre (parfois appelée voûte du réacteur) supporte la calandre. Cette voûte est un réservoir en béton revêtu d'acier et rempli d'eau ordinaire. Elle assure un blindage thermique et biologique radial.

Dans cette conception, des voûtes pour les machines de chargement du combustible situées à chaque extrémité du réacteur logent les machines de chargement du combustible. Le blindage biologique sur la face du réacteur est un blindage combiné du bouclier d'extrémité et des parois de la voûte à machine de chargement du combustible.

- | | |
|---|--|
| 1. Collecteur de sortie du réacteur | 6. Face du bouclier d'extrémité de la calandre |
| 2. Collecteur d'entrée du réacteur | 7. Espaceurs des tubes |
| 3. Collecteur de sortie du réacteur | 8. Paliers de support |
| 4. Collecteur d'entrée du réacteur | 9. Passage |
| 5. Appuis supérieurs des tubes des conduites d'alimentation | 10. Raccords d'extrémité |

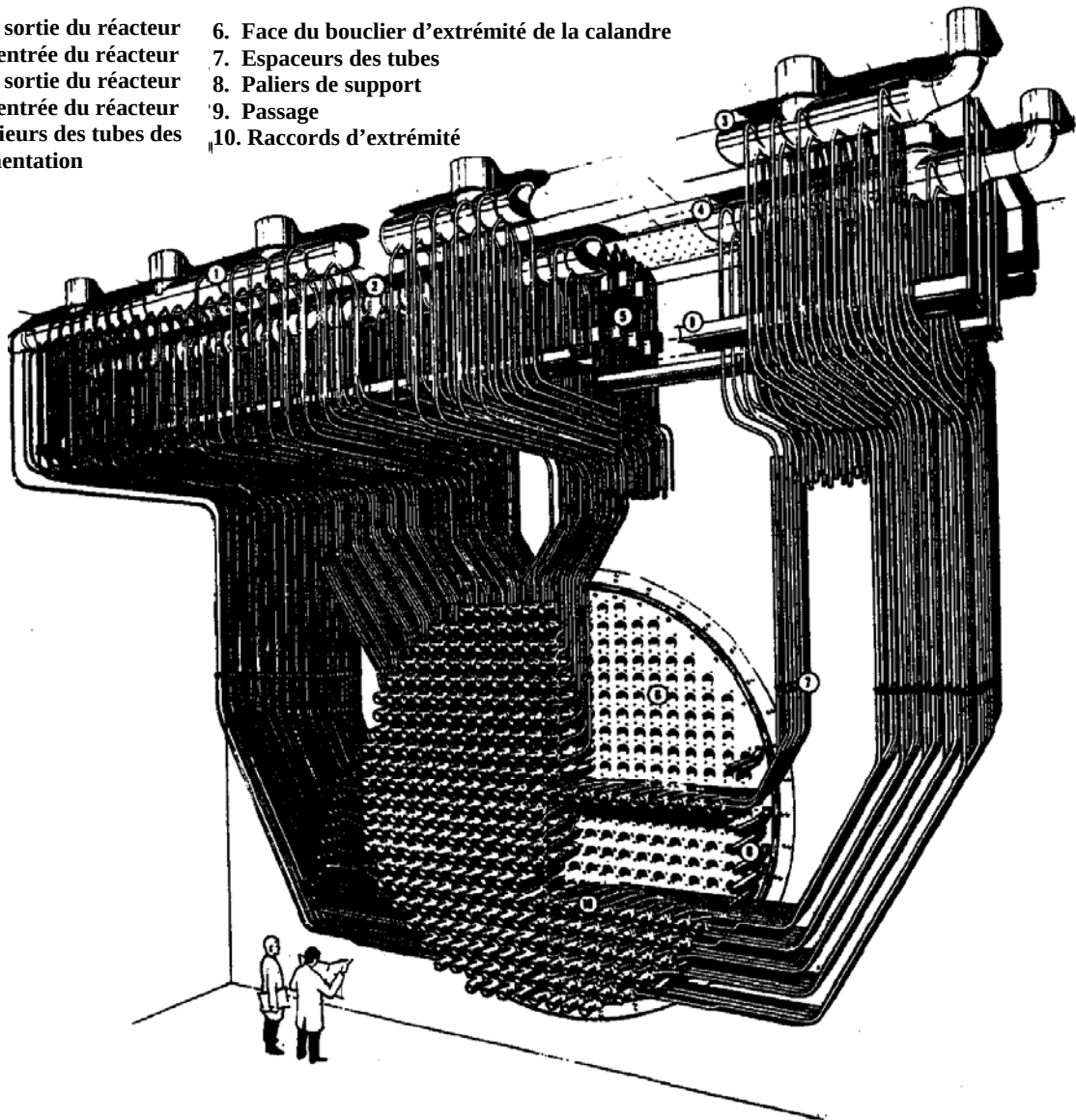


Figure 11.8
Conduites d'alimentation et collecteurs

11.8 Notions principales

- Tous les réacteurs CANDU possèdent des boucliers d'extrémité. Ces boucliers, avec les bouchons écrans dans les canaux de combustible, permettent de travailler sur la face du réacteur mis à l'arrêt.
- Certains réacteurs CANDU possèdent des cuves de blindage. Celles-ci permettent d'effectuer des travaux à l'intérieur de la voûte du réacteur mis à l'arrêt.
- Certains réacteurs CANDU possèdent une voûte de calandre remplie d'eau. Celle-ci permet d'effectuer des travaux autour du réacteur (mais pas sur la face) qu'il soit ou non mis à l'arrêt.
- Les boucliers d'extrémité, la cuve de blindage et la voûte de calandre assurent un blindage thermique et un blindage contre le rayonnement.
- Tous les réacteurs CANDU assurent un blindage biologique grâce à d'épaisses parois en béton. Dans chaque filière de réacteur, ce blindage est disposé différemment. Les travaux habituels sont effectués à l'extérieur du blindage biologique.

11.9 Exercices

1. Décrire les avantages des réacteurs à tubes de force, comparativement au réacteur à cuve sous pression.
2. Quel est le rôle des boucliers d'extrémité?
3. Expliquer le rôle du circuit du gaz annulaire.
4. Établir la distinction entre le bouchon écran et le bouchon de fermeture.
5. Quel est le rôle :
 - a) des raccords d'extrémité?
 - b) des disques de rupture de calandre?
 - c) des machines de chargement du combustible?
 - d) des loquets de combustible?
6. Décrire la forme, la taille et la structure de la calandre.
7. Quel est le combustible utilisé dans le cœur CANDU et comment est-il refroidi?

Exercice facultatif

8. Utiliser des crayons de couleur pour identifier les principaux composants de la figure 11.1. Identifier le plus grand nombre de composants possible. Préciser l'emplacement des composants qui ne sont pas illustrés. (Essayer de localiser les composants sans regarder les étiquettes sous la figure, mais les vérifier avant de les mettre en couleur.)

12 Modérateur et circuit du modérateur

12.1 Introduction

Le combustible nucléaire produit de la chaleur par fission. Dans le processus de fission, les atomes fissiles se divisent après avoir absorbé des neutrons lents. Ce processus libère des neutrons rapides et produit de la chaleur. Les neutrons rapides ne provoquent pas beaucoup de fission. Le modérateur les ralentit de manière à ce qu'ils puissent causer davantage de fission. Le modérateur doit ralentir les neutrons rapides sans en absorber un trop grand nombre, ou alors la réaction en chaîne s'arrêtera.

La plupart des neutrons, lorsqu'ils entrent en collision avec une molécule d'eau lourde, la frappent puis rebondissent. Ces collisions transfèrent de l'énergie en provenance des neutrons se déplaçant rapidement vers l'eau lourde. Ces collisions ralentissent les neutrons et réchauffent l'eau lourde. Le circuit du modérateur refroidit l'eau lourde en la faisant circuler dans des échangeurs de chaleur. La dernière section du présent chapitre décrit le circuit de circulation.

Le modérateur contient principalement de l'eau lourde ainsi qu'une très petite quantité d'eau ordinaire. Moins de 2 % des neutrons de fission sont absorbés dans le modérateur. Les faibles impuretés de H_2O capturent environ la moitié de ces neutrons. Dans la prochaine section, on explique l'importance de maintenir le degré d'impureté (eau ordinaire) à un faible niveau et l'on explique pourquoi.

Il arrive parfois qu'un noyau de deutérium contenu dans le D_2O capture un neutron et se transforme en tritium. Le tritium présente des dangers d'irradiation. Les neutrons peuvent également interagir avec les noyaux d'oxygène, ce qui produit d'autres dangers d'irradiation. Ce chapitre porte sur les dangers d'irradiation.

Les molécules d'eau sont brisées en fragments par les collisions énergétiques. Dans le prochain chapitre, nous décrirons les effets de ce phénomène sur le fonctionnement du modérateur.

12.2 Teneur isotopique du D_2O

Un échantillon de modérateur comporte habituellement environ 99,8 % en poids de D_2O et 0,2 % de H_2O . On dit que sa teneur isotopique est de 99,8 %. La définition exacte est la suivante :

$$\text{Teneur isotopique d'un échantillon de } D_2O = \frac{\text{Masse de } D_2O \text{ dans l'échantillon}}{\text{Masse de } D_2O + \text{masse de } H_2O \text{ dans l'échantillon}} \times 100 \%$$

Le nombre de neutrons absorbés est sensible aux changements dans la teneur isotopique. La présence de moins de 0,2 % d'eau ordinaire absorbera la moitié des neutrons absorbés par le modérateur.

Si la teneur isotopique diminue de quelques dixièmes de un pour cent, un surplus de combustible peut compenser les pertes de neutrons. Cela augmente les coûts en combustible. Une diminution de la teneur isotopique de 99,8 % à 99,7 % augmente les coûts en combustible de un demi million de dollars à un million de dollars par année. De même, la mise à niveau du modérateur de 0,1 % permet d'économiser cette somme.

Si la teneur isotopique passe sous la barre des 99,5 %, le réacteur peut cesser de fonctionner. Un système d'amélioration du D₂O à la centrale permet de faire passer la faible teneur isotopique d'eau lourde à 99,9 % ou plus. La teneur isotopique du produit amélioré dépend de la quantité et de la teneur isotopique de l'eau lourde à traiter, et du temps dont on dispose.

La manutention inappropriée de l'eau lourde s'avère coûteuse. Votre travail pourrait comprendre le transfert d'eau lourde, en réglant des vannes ou en vidant des conteneurs. Si c'est le cas, portez-y une attention particulière. Un transfert inadéquat peut mélanger des eaux à faible et à forte teneur isotopique. Le résultat pourrait nous obliger à effectuer une amélioration additionnelle de l'eau lourde et cela augmenterait les coûts en combustible, et de l'eau lourde coûteuse pourrait s'écouler dans les drains. Pire encore, vous pourriez causer une panne de courant.

12.3 Notions principales

- La teneur isotopique de l'eau lourde est le pourcentage massique de D₂O. La teneur isotopique du modérateur se situe habituellement près de 99,8 %. Le 0,2 % qui reste est composé d'eau ordinaire.
- Les exigences relatives à la teneur isotopique du caloporteur sont moins rigoureuses. Le caloporteur est exposé à beaucoup moins de collisions de neutrons thermiques, alors sa teneur isotopique a moins d'effet sur l'absorption des neutrons.
- Une légère diminution de la teneur isotopique augmente les coûts de combustible. Une baisse importante de la teneur isotopique entraîne l'arrêt du réacteur.

- Un produit de mise à niveau du D₂O permet de maintenir une teneur isotopique élevée. Les erreurs qui entraînent une baisse de la teneur isotopique de l'eau lourde sont coûteuses.

12.4 Dangers d'irradiation

Un nombre important de neutrons sont présents dans le cœur lorsque la puissance du réacteur est à quelques pour cents de la pleine puissance, ou plus. Ces neutrons interagissent avec le D₂O pour produire de l'azote 16 radioactif, de l'oxygène 19 et du tritium.

Le tritium (hydrogène 3) se forme lorsque le deutérium absorbe un neutron. Les neutrons interagissent avec les isotopes de l'oxygène naturellement présents pour produire de l'azote 16 et de l'oxygène 19. Ces isotopes ont une incidence sur les travaux effectués dans la centrale.

L'azote 16 et l'oxygène 19 émettent des rayons gamma fortement énergétiques ainsi que des particules bêta énergétiques. Les particules bêta ne traversent pas les parois des conduites, mais les rayons gamma pénétrants présentent un danger d'irradiation autour de l'équipement renfermant ces isotopes.

L'azote 16 et l'oxygène 19 ont une courte période radioactive. Ces isotopes se désintègrent à des niveaux sans danger quelques minutes après la mise à l'arrêt du réacteur, ce qui permet d'avoir accès à l'équipement. Le rayonnement émis par ces isotopes redevient dangereux quelques secondes seulement après le redémarrage.

Les circuits qui accueillent l'eau provenant du cœur du réacteur peuvent être approchés seulement lorsque le réacteur est à l'arrêt. Le blindage très efficace autour de cet équipement peut permettre d'effectuer des travaux sur l'équipement à proximité, pendant que le réacteur est en marche. Les fuites de D₂O provenant d'un réacteur en cours d'exploitation exposent toute personne située à proximité au rayonnement bêta et gamma et au tritium.

Certains circuits nécessitent une attention particulière lorsque le réacteur est en mode d'exploitation. Au besoin, un réservoir de relais entre le cœur et l'équipement recueille temporairement le débit de D₂O. Cela permet à l'azote 16 et à l'oxygène 19 de se désintégrer avant d'atteindre des zones accessibles.

Les isotopes de l'oxygène naturellement présent dans la nature sont l'oxygène 16 (99,76 %). L'oxygène 18 (0,2 %) et l'oxygène 17 (0,04 %) sont d'autres isotopes de l'oxygène. L'oxygène 19 provient

de l'absorption de neutrons dans un noyau d'oxygène 18. L'azote 16 provient de la réaction (n, p) avec l'oxygène 16. (Une certaine quantité d'azote 17 est produite lors de la réaction (n,p) avec l'oxygène 17 et une certaine quantité de carbone 14 est produite par la réaction (n, α) avec l'oxygène 17).

L'oxygène a une période radioactive d'environ 27 secondes.

L'oxygène 16 a une période radioactive de 7,1 secondes.

Le tritium (hydrogène 3) a une période radioactive de 12,3 années. Sa concentration augmente graduellement dans le modérateur et dans le D₂O (caloporteur). Sa concentration ne diminue presque pas lors d'une mise à l'arrêt.

Le tritium émet un rayonnement bêta faiblement énergétique et aucun rayon gamma. Les instruments de détection du rayonnement de type courant ne permettent pas de détecter le tritium. Toute personne ayant reçu une formation en radioprotection (RPT) peut effectuer un contrôle du rayonnement dans la plupart des milieux de travail.

Les particules bêta faiblement énergétiques émises par le tritium ne constituent pas un danger d'irradiation externe. Néanmoins, le tritium pose un danger d'irradiation interne grave. L'eau tritiée sous forme de vapeur pénètre dans le corps par les poumons et la peau. Elle se disperse ensuite dans toutes les parties du corps, tout comme l'eau ordinaire le fait. Les tissus et organes du corps ne possèdent pas de couche de cellules mortes pour se protéger.

Le modérateur possède la concentration de tritium la plus élevée de toute la centrale. Le tritium s'échappe lorsque le circuit est ouvert pour l'entretien. Une faible quantité s'échappe en temps normal parce que la calandre n'est pas sous pression, et qu'il existe quelques points de fuite. Dans les centrales plus anciennes, une combinaison de concentration de tritium élevée et de petites fuites peut, néanmoins, constituer un danger important associé au tritium dans le circuit du modérateur.

Le tritium s'accumule également dans le circuit caloporteur renfermant de l'eau lourde. Cette eau est chaude et n'est pas sous pression, et le circuit possède de nombreux points de fuite possibles. Pendant l'exploitation normale, le caloporteur contribue davantage à la présence de tritium dans la centrale que le modérateur.

Les neutrons génèrent moins de tritium dans le caloporteur que dans le modérateur, pour les raisons suivantes :

- a) Le modérateur est presque tout le temps exposé aux neutrons dans le cœur du réacteur. L'eau lourde du circuit caloporteur passe moins de 5 % de son temps à traverser le cœur.
- b) La concentration des neutrons thermiques est plus élevée dans le modérateur que dans le caloporteur.

Le personnel de centrale porte des combinaisons en plastique à pression positive qui permettent de respirer de l'air dans les zones de travail en présence de tritium. Ces combinaisons sont requises même lorsque la fuite ou le déversement de D₂O tritiée sont peu importants. Une protection complète est requise en tout temps pour les équipes d'entretien qui travaillent dans un circuit de D₂O ouvert.

À l'avenir, il sera possible de contrôler le problème du tritium. En 1990, une installation d'élimination du tritium a été exploitée sur le site de Darlington. Elle était conçue pour enlever 99,5 % du tritium contenu dans l'eau lourde qu'elle traite. Cette eau, dont la concentration en tritium est très faible, est retournée dans le modérateur du réacteur en exploitation, diluant par le fait même le tritium dans le modérateur. Le modérateur dans un réacteur en exploitation contient habituellement 14 ci/l de tritium.

12.5 Notions principales

- Les interactions des neutrons dans le modérateur produisent des isotopes radioactifs comme l'hydrogène 3 (tritium), l'azote 16 et l'oxygène 19.
- Les dangers d'irradiation associés au tritium ne dépendent pas de la puissance du réacteur. Les particules bêta du tritium peuvent causer des dommages biologiques internes.
- L'azote 16 et l'oxygène 19 produisent un rayonnement gamma intense, ce qui limite l'accès à l'équipement dans un réacteur en marche. Ils disparaissent après la mise à l'arrêt.
- Il peut y avoir des fuites d'eau lourde pendant le fonctionnement normal, ou lorsqu'un circuit est ouvert pour l'entretien. Cela génère des niveaux dangereux de tritium dans l'atmosphère. L'équipement de protection permet aux employés d'effectuer des travaux en présence de tritium.
- Le modérateur (D₂O) possède la teneur en tritium la plus élevée de toute la centrale. Aucun autre système expose le D₂O à autant de neutrons. Le bombardement du modérateur est

continu et la concentration de neutrons thermiques est plus élevée que partout ailleurs.

12.6 Circuit principal du modérateur

Le circuit principal du modérateur joue un rôle bien précis. Il maintient constante la température du modérateur dans la calandre. La température du modérateur se situe habituellement entre 60 °C et 80 °C.

Le circuit du modérateur alimente également en D₂O plusieurs circuits auxiliaires.

Si la concentration de tritium est très faible, on peut effectuer certains travaux à condition de porter un filtre à air approprié, ou un appareil respiratoire convenable, mais pas de combinaison de plastique.

12.6.1 Sources chaudes du modérateur

On a mentionné précédemment que l'efficacité globale d'une centrale est d'environ 30 %. Les condenseurs de vapeur rejettent environ 65 % de la chaleur produite et les échangeurs de chaleur du modérateur en rejettent environ 5 %. Même 5 % du total représente une grande quantité d'énergie. Si l'évacuation de chaleur du modérateur cesse, le modérateur contenu dans le réacteur à pleine puissance entre en ébullition après seulement quelques minutes. Même un réacteur à l'arrêt peut causer une surchauffe importante du modérateur.

Lorsque le réacteur fonctionne à pleine puissance, les sources chaudes du modérateur sont :

a) Le rayonnement prompt imputable à la fission (neutrons et rayons gamma) produit 70 % à 80 % de la chaleur dans le modérateur. Les neutrons contribuent habituellement à plus de la moitié de cette chaleur.

Le modérateur absorbe de l'énergie, ce qui ralentit les neutrons rapides. Les rayons gamma prompts qui accompagnent la fission déposent de l'énergie dans le modérateur et dans le blindage. Ils déposent également une certaine quantité d'énergie dans les structures (par exemple, les tubes de calandre) qui sont refroidies par le modérateur.

Cette source chaude disparaît lorsque la fission cesse.

b) Les rayons gamma issus de la désintégration des produits de fission et de la désintégration des produits d'activation dans les composants de réacteur produisent entre 15 % et 25 % de la chaleur

dans le modérateur. Cette chaleur diminue lentement après la mise à l'arrêt du réacteur.

c) Le chauffage classique (conduction, convection, rayonnement thermique et frottement) représente environ 3 % à 5 % du chauffage du modérateur.

Le gaz annulaire n'isole pas parfaitement les tubes de force chauds.

La conduction et la convection transfèrent une certaine quantité d'énergie par le biais du gaz annulaire et le rayonnement thermique transfère une certaine quantité de chaleur à travers ce gaz. Les pompes du modérateur, lorsqu'elles fonctionnent, produisent également une certaine quantité de chaleur par frottement fluide.

L'opérateur peut réduire le chauffage classique du modérateur après la mise à l'arrêt d'un réacteur en refroidissant le circuit caloporteur.

Chaque neutron perd environ 2 MeV d'énergie et chaque fission génère, en moyenne, 2,5 neutrons. Cela représente environ 2,5 % de la chaleur produite par une fission.

La chaleur peut être transférée par le biais de la plaque tubulaire côté calandre vers le modérateur ou en provenance de ce dernier, selon la différence de température entre le modérateur et le bouclier d'extrémité.

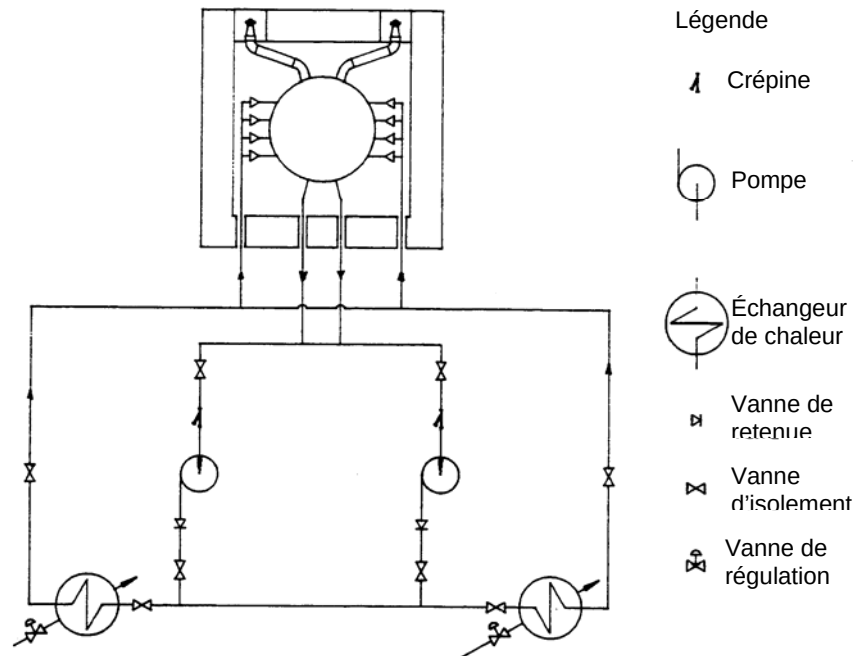


Figure 12.1
Circuit principal du modérateur (type courant)

L'exploitation sûre de la centrale exige que l'on puisse en tout temps éliminer la chaleur contenue dans le modérateur. L'examen des sources chaudes indique que la quantité de chaleur présente est grande, même lorsque le réacteur est à l'arrêt. Toutes les centrales comportent un certain type de mécanisme de refroidissement de secours afin d'éliminer la chaleur dans les cas où l'équipement normal ne fonctionne pas.

L'équipement de refroidissement de secours doit être suffisamment grand pour traiter la sortie de chaleur réduite après une mise à l'arrêt. Dans certaines centrales, il existe un circuit auxiliaire plus petit doté de pompes, de conduites et d'échangeurs de chaleur. Dans d'autres centrales, on trouve des pompes de secours ou des petits moteurs de secours qui alimentent les pompes principales.

12.7 Circuit du modérateur

La figure 12.1 illustre la disposition du circuit principal du modérateur.

Les pompes du modérateur exercent une fonction d'aspiration aux orifices de sortie au bas de la calandre. Elles retournent le D_2O refroidi par les orifices d'entrée sur les côtés de la calandre. Les échangeurs de

chaleur en aval des pompes transfèrent la chaleur vers le circuit d'eau de service, qui est un système de refroidissement de l'eau ordinaire.

Le débit de l'eau de service dans les échangeurs de chaleur contrôle la température. Lorsque la température de sortie du modérateur est élevée, les vannes de contrôle de la température du modérateur dans les conduites d'eau de service s'ouvrent davantage. Cela augmente le débit d'eau de refroidissement, en éliminant davantage de chaleur. À mesure que la température diminue, les vannes se ferment, ce qui réduit l'évacuation de chaleur.

Deux sorties de calandre alimentent les pompes par une conduite commune, le collecteur d'aspiration. Un collecteur d'équilibrage raccorde les sorties de décharge des pompes. Ces raccords permettent une aspiration et des conditions de décharge communes pour chaque pompe, ce qui permet de maintenir un débit équilibré parmi les échangeurs de chaleur.

L'aménagement des conduites permet également d'éliminer la chaleur afin de continuer l'entretien après avoir isolé une pompe ou un échangeur de chaleur en vue de l'entretien. Remarquez l'emplacement des vannes de retenue (ayant pour but d'éviter le renversement du débit en cas de défaillance d'une pompe) et des vannes d'isolement (pour l'entretien).

Les échangeurs de chaleur et les pompes sont dotés de vannes de drainage qui permettent l'entretien. Dans certaines centrales, la température de l'eau de service peut baisser en dessous de 4 °C, point de congélation de l'eau lourde. Des dommages peuvent être causés aux échangeurs de chaleur lorsqu'ils sont isolés en vue de l'entretien, si l'eau de refroidissement froide n'est pas drainée.

Certaines centrales possèdent deux groupes de pompes de plus petite taille.

12.8 Notions principales

- Le circuit principal du modérateur permet de contrôler la température du modérateur. Il permet également de réguler le débit dans les circuits auxiliaires du modérateur.
- La chaleur pénètre dans le modérateur en provenance de trois sources : le rayonnement nucléaire prompt, le rayonnement nucléaire retardé, et le transfert de chaleur classique. La chaleur du modérateur correspond habituellement à 5 % à peu près de la chaleur brute produite par le réacteur.

- Le rayonnement prompt issu de la fission produit environ 75 % du chauffage du modérateur. Plus de la moitié de cette chaleur provient du rôle joué par le modérateur : il ralentit les neutrons rapides. L'absorption de rayonnement gamma prompt constitue le reste.
- Le chauffage par rayonnement gamma de désintégration provient principalement de la désintégration des produits de fission dans le combustible.
- Le chauffage classique du modérateur représente moins de 5 % de la chaleur totale du modérateur. Il provient principalement des tubes de force chauds.
- Le circuit principal du modérateur élimine la chaleur du modérateur. Les pompes aspirent le D₂O chaud au bas de la calandre et le retournent via les échangeurs de chaleur qui éliminent la chaleur.
- Étant donné que la quantité de chaleur produite dans le modérateur est très grande, même lorsque le réacteur est à l'arrêt, l'élimination de chaleur du modérateur doit se poursuivre en tout temps. L'équipement auxiliaire est disponible pour l'élimination de chaleur si l'équipement normal ne l'est pas.
- Les vannes de contrôle de température font varier le débit d'eau de service dans les échangeurs de chaleur afin de contrôler la température du modérateur. Cela permet d'ajuster le débit de refroidissement à la production de chaleur.

12.9 Exercices

1. Définir la teneur isotopique et donner la valeur type de la teneur isotopique du modérateur.
2. Quel problème survient lorsque la teneur isotopique du modérateur diminue de :
 - a) 0,1 %?
 - b) 0,5 %?
3. Que fait-on avec l'eau lourde à faible teneur isotopique?
4. Énumérer les trois principaux dangers d'irradiation associés au circuit du modérateur. Décrire les effets de chacun d'eux sur les travaux d'entretien.
5. Expliquer les énoncés suivants :
 - a) La production de tritium est plus élevée dans le modérateur que dans le caloporteur.
 - b) Le tritium provenant du caloporteur contribue davantage à la dose de rayonnement du personnel de centrale que le tritium issu du modérateur.
6. Quel est le rôle du circuit du modérateur outre celui d'éliminer la chaleur du modérateur?
7. Quelles sont les principales sources chaudes du modérateur dans un réacteur à l'arrêt?
8.
 - a) Quelle est la source chaude du modérateur la plus importante si le réacteur fonctionne à 50 % de la pleine puissance?
 - b) Qu'arrive-t-il à la vanne de contrôle de la température du modérateur lorsque la puissance du modérateur augmente?
9. Pourquoi est-il nécessaire de disposer d'un refroidissement de secours pour le circuit principal du modérateur?
10. Identifier les deux pompes principales, les deux échangeurs de chaleur et les vannes de contrôle de la température à la figure 12.1.

13 Circuits auxiliaires du modérateur

13.1 Introduction

Le modérateur doit ralentir les neutrons et ne pas en absorber. Nous avons déjà vu comment les propriétés du modérateur permettent à celui-ci d'accomplir cette fonction. Ce chapitre décrit plusieurs systèmes qui appuient le fonctionnement du circuit du modérateur.

Dans la section précédente, on décrivait la chaleur causée par le ralentissement des neutrons rapides. Les changements de température provoquent une dilatation thermique et une contraction de l'eau lourde. La dilatation dans le circuit du modérateur rempli de liquide risque d'augmenter la pression dans la calandre, qui n'est pas une cuve sous pression. Un gaz de couverture, appelé gaz de couverture du modérateur, protège la structure de la calandre contre la haute pression. Dans ce chapitre, on décrit le circuit du gaz de couverture du modérateur.

Les neutrons rapides scindent les molécules d'eau qui les ralentissent. Les rayons gamma fragmentent également le D_2O . Les gaz D_2 et O_2 sont formés à partir de ces fragments. Le circuit du gaz couverture élimine ces gaz de la calandre, de sorte qu'ils ne peuvent pas s'accumuler et exploser. L'équipement du circuit du gaz de couverture regroupe les molécules de gaz, et les retourne à l'eau lourde par la suite.

Le circuit du gaz de couverture maintient la pression à un niveau légèrement plus élevé que celle de l'atmosphère environnante. Cela permet d'éviter qu'il y ait des fuites d'air dans le circuit et que ce dernier soit contaminé. Le système de purification du modérateur élimine les contaminants chimiques et les produits de corrosion du modérateur.

L'air est composé à 78 % d'azote (N_2), de 21 % d'oxygène (O_2) et de 1 % d'argon (Ar) ainsi que de traces d'autres substances. Le O_2 est corrosif. Le N_2 rend le modérateur acide et l'argon devient radioactif.

Étant donné que le circuit est maintenu au-dessus de la pression atmosphérique, les fuites qui surviennent se font vers l'extérieur. Le circuit collecteur de D_2O recueille le D_2O qui s'échappe de l'équipement du modérateur et le retourne dans le circuit.

Nous savons qu'il est important que la teneur isotopique demeure élevée si l'on veut maintenir un faible taux d'absorption. La régulation du réacteur exige parfois des changements dans l'absorption des

neutrons. Le système d'injection de poison liquide ajoute des produits chimiques qui absorbent les neutrons et le système de purification du modérateur les enlève.

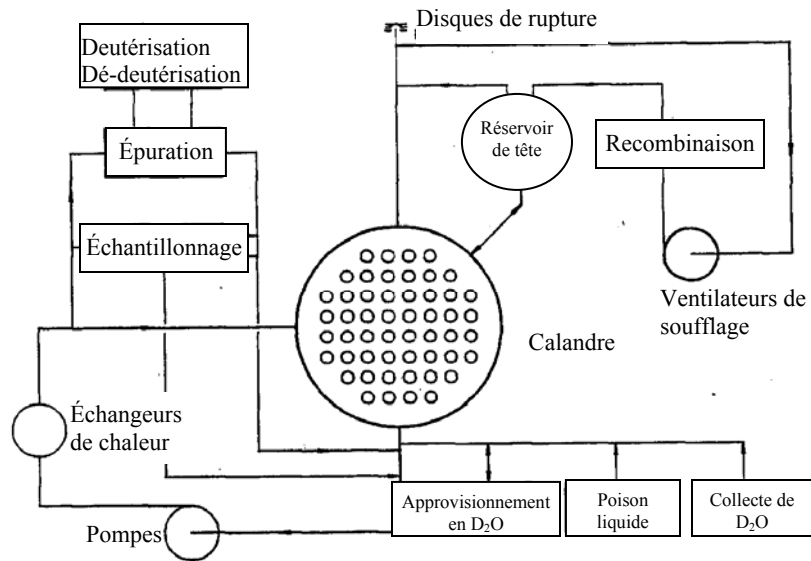


Figure 13.1
Circuit du modérateur et circuits auxiliaires

La figure 13.1 illustre les liens entre les circuits auxiliaires et le circuit principal. À noter que la pression de la pompe du modérateur fournit un débit dans l'ensemble du circuit d'épuration.

La présence de trous dans les tubes des échangeurs de chaleur provoque des fuites de D_2O et de tritium dans l'eau de service. Il coûte moins cher d'identifier et de réparer les points de fuite que de baisser la teneur isotopique du modérateur en ajoutant de l'eau de service.

La figure 13.1 n'est pas un schéma réaliste. Les circuits diffèrent d'une centrale à l'autre. Par exemple, certaines centrales raccordent le circuit d'épuration en aval aux échangeurs de chaleur, en tirant parti du D_2O froid qu'il contient. D'autres centrales raccordent le circuit d'épuration à la décharge de pompe afin d'obtenir un meilleur débit, et comporte un échangeur de chaleur du circuit d'épuration distinct.

13.2 Notions principales

Dans le circuit du modérateur rempli d'eau lourde, sans gaz de couverture, la dilatation thermique risque d'augmenter la pression et d'endommager la calandre.

Le gaz de couverture maintenu à une pression supérieure à la pression atmosphérique permet à l'eau lourde et à l'hélium de s'échapper. Cependant, il empêche l'air de pénétrer et de contaminer le circuit.

Les neutrons rapides et les rayons gamma fragmentent les molécules d'eau. Cette réaction produit de l'hydrogène, du D₂ et de l'oxygène sous forme gazeuse qui risque de s'accumuler et d'exploser.

La commande du réacteur utilise des produits chimiques absorbeurs de neutron qui sont ajoutés et retirés du modérateur au besoin.

Les pompes principales du modérateur assurent un bon débit d'épuration.

13.3 Circuit du gaz de couverture du modérateur

13.3.1 Objectifs

La figure 13.2 et le coin supérieur droit de la figure 13.1 illustrent le circuit du gaz de couverture. La figure 13.3 illustre l'aménagement d'un circuit doté d'un réservoir de drainage.

L'évacuation du modérateur hors du cœur du réacteur met fin à la réaction de fission en chaîne.

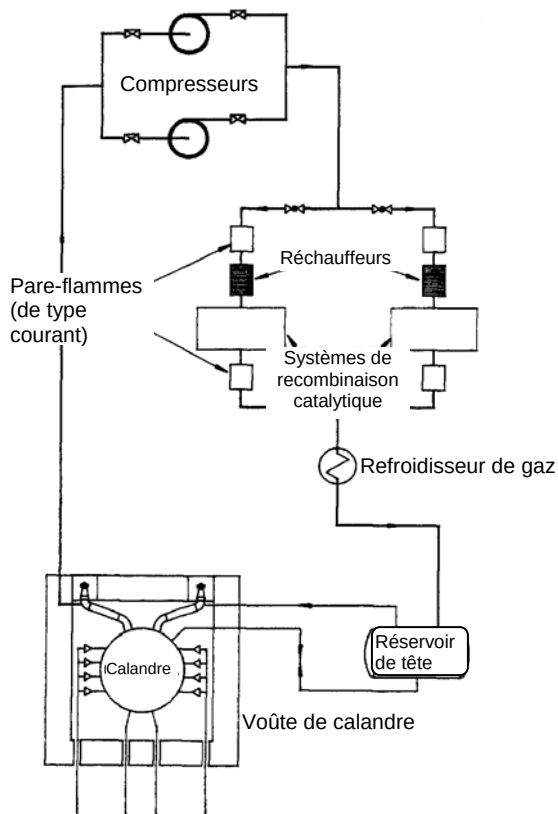


Figure 13.2
Circuit du gaz de couverture du modérateur pour un réacteur sans drainage du modérateur

Le circuit du gaz de couverture du modérateur joue plusieurs rôles.

Le circuit du gaz de couverture contrôle la pression dans la calandre.

Le gaz de couverture agit comme un coussin au-dessus du modérateur. Il laisse place à la dilatation et à la contraction de l'eau lourde. Il absorbe également la pression transitoire élevée causée par le système d'arrêt d'urgence par injection de liquide.

Les disques de rupture protègent également la calandre contre la pression élevée. La figure 13.1 illustre ces disques.

Le gaz de couverture constitue une atmosphère non corrosive et non radioactive dans des parties du circuit qui ne sont pas remplies d'eau. Le gaz de couverture est constitué d'hélium.

Ce gaz est chimiquement inerte, et ses molécules ne sont pas dissociées par le bombardement du rayonnement; les neutrons ne peuvent pas le rendre radioactif.

L'hélium est, sous forme gazeuse, un bon conducteur de chaleur. Il refroidit les composants qui n'ont pas été refroidis par le modérateur. Le circuit du gaz de couverture élimine le D₂O et le O₂ sous forme gazeuse de la calandre.

Les rayons gamma et les neutrons rapides fragmentent les molécules d'eau, processus appelé radiolyse.



Le mélange d'hydrogène et d'oxygène présente un danger d'explosion lorsque les gaz s'accumulent. L'oxygène entraîne la corrosion des composants du circuit.

13.3.2 Description

Les figures 13.2 et 13.3 illustrent plusieurs caractéristiques courantes. Nous allons les décrire d'abord, puis discuter des fonctions additionnelles du circuit du gaz de couverture du modérateur pour les réacteurs qui possèdent un dispositif de drainage du modérateur.

Les compresseurs d'hélium maintiennent la pression dans la lame d'air au-dessus de la calandre à environ 110 kPa (a). La pression est suffisamment élevée pour maintenir l'air à l'extérieur au point de pression le plus faible du circuit, à l'aspiration du compresseur.

Les compresseurs font également circuler le gaz de couverture dans le système de recombinaison.

Il ne faut pas confondre le système d'injection de poison liquide, qui est un système d'arrêt automatique, avec le système d'injection manuel de poison liquide décrit dans ce chapitre.

13.3.3 Système de recombinaison

Le système de recombinaison combine les produits de la radiolyse, soit le deutérium et l'oxygène sous forme gazeuse, de manière à produire du D₂O. Le recombineur utilise un catalyseur qui permet une réaction chimique contrôlée avec de faibles niveaux de réactifs. Cela maintient les concentrations de D₂ et de O₂ dans le circuit suffisamment basses pour qu'il n'y ait pas d'explosion.

La réaction chimique entre l'hydrogène et l'oxygène produit de la chaleur. Cela maintient le catalyseur chaud et sec. Un petit échangeur de chaleur refroidit le gaz chaud.

Lorsque le circuit n'est pas utilisé, le catalyseur devient humide et ne peut pas être utilisé. Lors du redémarrage, le réchauffeur à l'entrée du

recombineur réchauffe le gaz de couverture, ce qui assèche le catalyseur.

Les pare-flammes à l'entrée et à la sortie permettent d'éviter la propagation des flammes qui pourraient se former dans le système de recombinaison.

De petites conduites permettent de déplacer un échantillon de gaz de couverture en amont ou en aval du système de recombinaison.

L'échantillon traverse un chromatographe en phase gazeuse.

Le chromatographe en phase gazeuse détermine les concentrations de O_2 , D_2 et N_2 . (La présence de N_2 montre qu'il y a une fuite d'air dans le circuit). Si la concentration de deutérium est élevée, l'opérateur doit prendre des mesures particulières et mettre à l'arrêt le réacteur.

L'oxygène est corrosif et une certaine partie de ce gaz se combine avec d'autres éléments dans le système. Il est possible qu'il n'y ait pas assez d'oxygène dans le gaz de couverture pour qu'il y ait combinaison avec le D_2 . Des conduites d'addition d'oxygène permettent d'ajouter de l'oxygène dans les systèmes de recombinaison, au besoin.

Une certaine quantité d'hélium s'échappe pendant le fonctionnement normal. Des cylindres à haute pression fournissent de l'hélium d'appoint au moyen d'une conduite d'addition d'hélium raccordée aux conduites dans le réservoir de tête.

Habituellement, la concentration des réactifs est faible et il n'y a pas de flamme. Cependant, certaines conditions d'exploitation pourraient augmenter la concentration de manière imprévue.

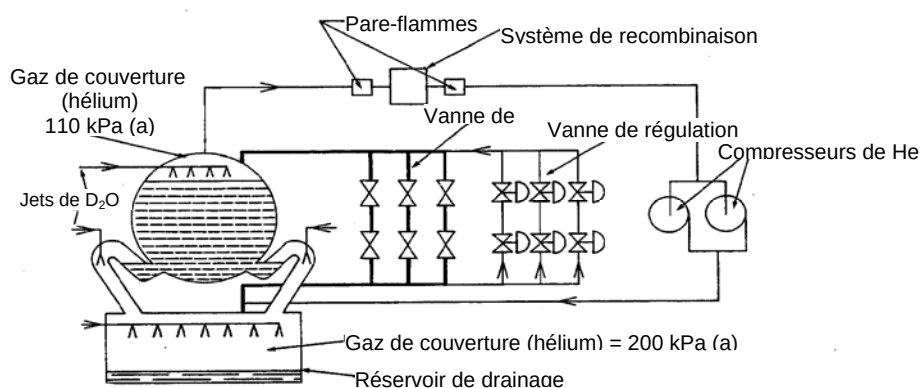


Figure 13.3
Circuit du gaz de couverture pour un réacteur avec réservoir de drainage

À Pickering-A, le circuit du gaz de couverture fait partie du système d'arrêt d'urgence par drainage du modérateur.

Une défaillance du réacteur peut nécessiter une mise à l'arrêt rapide. Grâce au drainage du modérateur, le circuit du gaz de couverture draine le modérateur de la calandre, ce qui fait cesser de fonctionner le réacteur. Les sections à venir décrivent les systèmes d'arrêt d'urgence de protection du réacteur.

De grands anneaux de compression de liquide appliquent une pression d'environ 200 kPa(a) au réservoir de drainage. Les vannes de régulation ajustent la pression dans la lame de gaz au-dessus de la calandre. Une pression différentielle d'environ 100 kPa retient l'eau dans la calandre. Le modèle col-de-cygne des orifices de drainage permet à la pression du réservoir de drainage d'éviter que l'eau ne s'écoule dans le réservoir de drainage.

Pickering-A utilise 2 x 100 % compresseurs (un compresseur en marche et un compresseur de secours). Ces compresseurs puisent l'eau d'étanchéité dans le modérateur, car l'eau ordinaire diminuerait la teneur isotopique du D₂O.

Six vannes de drainage déclenchent un arrêt du réacteur. Ces vannes, qui sont fermées durant l'exploitation normale, s'ouvrent rapidement en cas d'urgence. Cela permet d'égaliser la pression dans la calandre et dans le réservoir de drainage. Le modérateur s'écoule par les orifices de drainage jusque dans le réservoir de drainage, ce qui fait cesser le fonctionnement du réacteur.

À Pickering-A, le circuit du gaz de couverture aide à réguler la puissance du réacteur.

Le circuit du gaz de couverture à Pickering-A maintient et assure la régulation du niveau du modérateur dans la calandre. Le fait d'abaisser le niveau augmente la fuite de neutron en provenance du cœur, et cela réduit la puissance.

Six vannes de régulation contrôlent le niveau du modérateur en ajustant la pression dans le réservoir de drainage. La hauteur de l'eau lourde pouvant être supportée dépend de la pression dans le réservoir de drainage. Pour abaisser le niveau du modérateur, les vannes s'ouvrent davantage. Cela fait baisser la pression dans le réservoir de drainage. Pour faire monter le niveau du modérateur, les vannes se ferment un peu plus.

13.4 Notions principales

- Le gaz de couverture sert de coussin, et absorbe la pression élevée qui pourrait endommager la calandre. Les compresseurs d'hélium maintiennent la pression légèrement au-dessus de la pression atmosphérique.
- Le gaz de couverture (hélium) est chimiquement inerte; il n'est ni radioactif ni corrosif, dans les parties du circuit qui ne sont pas remplies d'eau.
- Le gaz de couverture élimine le O_2 et le D_2 de la calandre et les transporte vers le système de recombinaison. Les compresseurs font circuler le gaz de couverture.
- Le système de recombinaison convertit le O_2 et le D_2 en D_2O . La recombinaison produit habituellement beaucoup de chaleur. Des pare-flammes permettent d'éviter la propagation des flammes qui pourraient se former dans le système de recombinaison. Un échangeur de chaleur refroidit les gaz chauds à mesure qu'ils quittent le recombineur de chaleur.
- L'humidité permet d'éviter que le catalyseur accomplisse sa fonction. Si le catalyseur du recombineur devient humide, à force de ne pas être utilisé, un réchauffeur d'entrée réchauffe le gaz, ce qui assèche le catalyseur.
- Un réservoir de tête permet de maintenir un plein niveau dans la calandre du circuit sans drainage. Le gaz de couverture remplit les conduites au-dessus de la calandre. La figure 13.2 illustre le réservoir de tête et les conduites.
- Des échantillons de gaz de couverture sont analysés par chromatographie en phase gazeuse afin de déterminer les teneurs en O_2 , D_2 et D_2O . S'il n'y a pas suffisamment de O_2 pour le combiner avec le D_2 disponible, il sera nécessaire d'ajouter de l'oxygène par les conduites d'addition d'oxygène.
- Il y a des fuites d'hélium en provenance du circuit, et des cylindres d'injection d'hélium haute pression le remplacent.
- À Pickering-A, le circuit du gaz de couverture fait partie des systèmes de contrôle du réacteur. Cela comprend la régulation de puissance et la mise à l'arrêt en cas d'urgence.

13.5 Circuit d'épuration du modérateur

13.5.1 Objectif

La figure 13.4 illustre le circuit d'épuration. Le circuit d'épuration joue deux rôles. D'abord, il doit éliminer les produits de corrosion non solubles et solubles ainsi que d'autres impuretés provenant du modérateur. Deuxièmement, il doit éliminer les produits chimiques absorbeurs de neutron non souhaitables (appelés poisons), utilisés pour la régulation du réacteur.

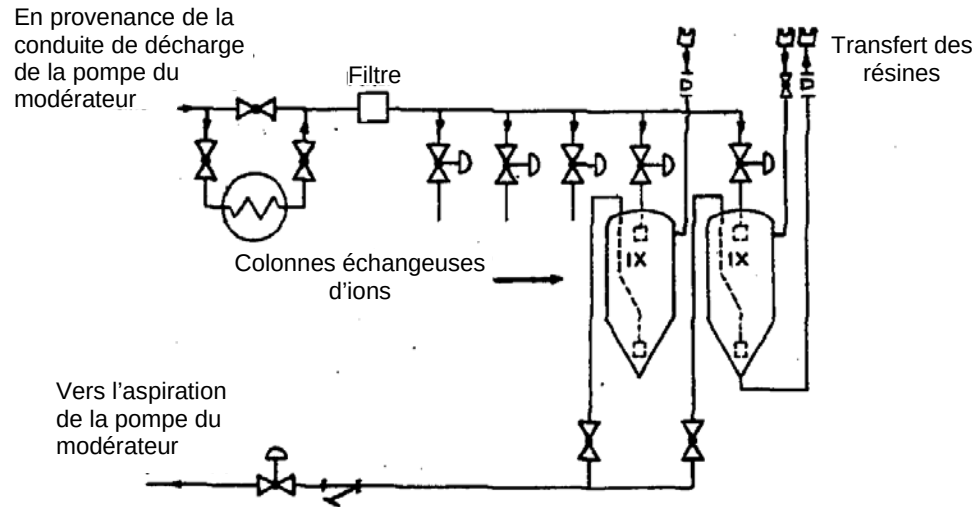


Figure 13.4
Circuit d'épuration du modérateur

Les impuretés de type courant comprennent l'huile lubrifiante et les petites particules produites par l'usure.

Le circuit d'épuration doit maintenir le modérateur très propre pour plusieurs raisons. Les impuretés peuvent causer de la corrosion et de l'érosion. Certaines impuretés rendues radioactives par les neutrons posent un danger d'irradiation. Les impuretés augmentent les rejets gazeux de D_2 et de O_2 en provenance du modérateur.

13.5.2 Description

Les colonnes échangeuses d'ions (IX) contiennent des résines chimiques qui éliminent les impuretés solubles. Plusieurs colonnes IX sont disposées en parallèle. Le débit d'épuration augmente si deux colonnes ou plus fonctionnent simultanément. L'opérateur peut faire entrer par une vanne des colonnes neuves qui remplaceront les colonnes épuisées. Un filtre élimine les particules non solubles. Les filtres sont placés avant les colonnes IX afin d'éviter que la résine IX

ne soit obstruée. En aval des colonnes IX, une crépine empêche la résine de pénétrer dans le circuit du modérateur.

Le refroidisseur d'épuration de la figure 13.4 fait baisser la température du modérateur avant le nettoyage. Une température élevée endommage la résine, ce qui cause un retour des impuretés piégées dans le circuit. Dans certaines centrales, ce refroidissement est assuré par les échangeurs de chaleur du circuit principal.

Les résines chimiques et les filtres concentrent les impuretés radioactives en les empêchant d'entrer dans le modérateur. Un blindage épais protège les travailleurs contre cet équipement.

Le remplacement des filtres ou des résines exige un soin exceptionnel à cause des dangers d'irradiation.

13.6 Notions principales

- Le circuit d'épuration du modérateur joue essentiellement deux rôles. Il nettoie le modérateur et aide à réguler la quantité de poison neutronique.
- La pureté chimique élevée du modérateur réduit la corrosion, diminue les dangers associés aux substances devenues radioactives et réduit les rejets de D_2 et de O_2 .
- Les pompes de circulation du modérateur assurent un certain débit d'épuration.
- Avant l'épuration, le modérateur est refroidi. Dans certaines centrales, l'échangeur de chaleur du circuit principal joue ce rôle. Dans d'autres centrales, il y a un refroidisseur d'épuration distinct.
- Un filtre élimine les particules du modérateur et les colonnes échangeuses d'ions le nettoient. Une crépine permet d'éviter que les résines ne s'échappent dans le circuit principal.

13.7 Autres auxiliaires du modérateur

13.7.1 Système d'addition de poison liquide au modérateur

Le bore et le gadolinium sont d'importants absorbeurs de neutron utilisés pour la régulation du réacteur. Le système d'addition de poison liquide ajoute des composés solubles de ces éléments au modérateur. La figure 13.5 illustre un système de type courant.

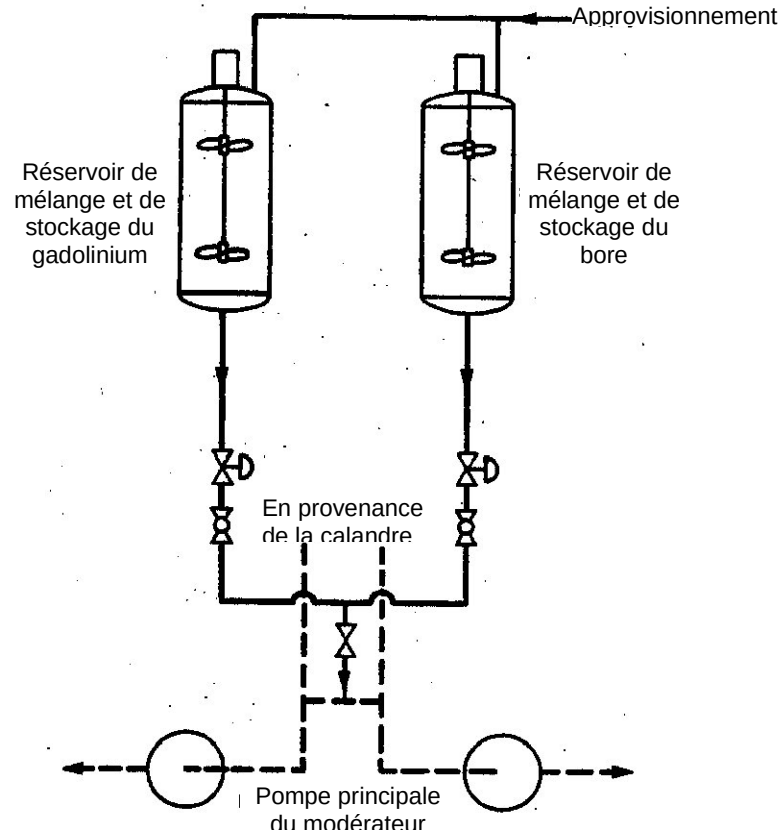


Figure 13.5
Système d'addition de poison liquide au modérateur

Une pompe d'addition de poison fait entrer la solution choisie à l'aspiration de la pompe du modérateur, point de pression le plus faible du circuit principal. L'opérateur de salle de commande veille à la régulation de la pompe et des vannes d'addition. Du poison est ajouté pour le réglage de compensation du réacteur.

Certaines centrales ont recours à un dispositif d'alimentation par gravité plutôt qu'à une pompe.

L'addition n'est pas directement faite dans le modérateur, alors l'effet n'est pas immédiat. Après l'addition, le poison continue d'entrer dans le circuit suite à la rétention, dans les conduites.

13.7.2 Circuit de collecte du D₂O (modérateur)

Le circuit de collecte du modérateur (D₂O) recueille le modérateur aux points de fuite connus. Ceux-ci comprennent habituellement les joints de pompe, les garnitures et l'habillage des tiges des vannes.

Le circuit de collecte recueille également le drainage provenant des conduits d'éventage, des échangeurs de chaleur et des pompes. Les travailleurs qui procèdent à l'entretien drainent et aèrent les pompes ou les échangeurs de chaleur avant de les ouvrir en vue de l'entretien.

Le circuit de collecte est constitué de conduites raccordées aux points de collecte, et le liquide est drainé par gravité vers un réservoir de collecte. Des hublots de regard ou des débitmètres donnent une indication du débit de fuite à divers endroits. Une station d'échantillonnage est utilisée pour vérifier la teneur isotopique. Une pompe retourne le modérateur à teneur isotopique élevée et l'eau propre vers le circuit principal. Le D₂O appauvri ou contenant des impuretés fera l'objet d'une augmentation de la teneur isotopique ou d'un nettoyage au besoin.

Un circuit de collecte en boucle fermée permet de réduire les pertes de D₂O qui s'avèrent coûteuses. Il réduit également les rejets de tritium dans l'atmosphère de la centrale et diminue l'appauvrissement, car il restreint le mélange avec le H₂O atmosphérique.

Il y a une figure dans les sections portant sur le circuit caloporteur qui illustre un système semblable de collecte des fuites de D₂O dans le circuit caloporteur. Il existe deux systèmes de collecte distincts qui permettent d'éviter le mélange du caloporteur du circuit avec le modérateur.

13.7.3 Systèmes de refroidissement auxiliaires

Certaines centrales utilisent le modérateur pour refroidir certaines pièces d'équipement. Une brève description de ces installations de refroidissement auxiliaires est présentée dans ce qui suit.

13.7.4 Refroidissement des barres du mécanisme de contrôle de la réactivité

Les barres qui contrôlent le réacteur doivent être refroidies. Ces barres comprennent les barres de compensation, les barres de commande et les barres de sécurité. Leur fonction sera examinée plus loin. Des rayons gamma et des neutrons chauffent ces barres même lorsqu'elles sont hors du cœur. Certaines centrales refroidissent les barres retirées du cœur à l'aide d'un dispositif d'aspersion de modérateur. D'autres

centrales font circuler le gaz de couverture près de ces dispositifs pour les refroidir.

13.7.5 Calandre, orifice de drainage et mécanisme de refroidissement par aspersion du réservoir de drainage (Pickering-A seulement)

La figure 13.3 illustre les buses d'aspersion de la calandre qui refroidissent la calandre exposée, les tubes de calandre et les tubes guides. La figure illustre des dispositifs d'aspersion semblables pour l'orifice de drainage et le réservoir de drainage. Les dispositifs d'aspersion fonctionnent en continu, lorsque le modérateur se trouve dans la calandre et lorsqu'il se trouve dans le réservoir de drainage.

Pendant le fonctionnement du réacteur, l'absorption des neutrons et des rayons gamma chauffent ces composants. Sans refroidissement, la contrainte thermique causerait une distorsion de l'équipement. Le refroidissement par aspersion se poursuit pendant la mise à l'arrêt, afin d'évacuer la chaleur produite par la désintégration gamma.

13.8 Notions principales

- Certaines pièces d'équipement mécanique (garnitures, joints, tiges de vanne) subissent inévitablement des fuites. Le circuit de collecte de D_2O (modérateur) dirige ces fuites vers un réservoir de collecte, en le confinant de manière à ce qu'il n'entre pas en contact avec l'atmosphère environnante.
- Le circuit de collecte du D_2O recueille également le drainage en provenance des pompes et des échangeurs de chaleur avant qu'ils ne soient ouverts pour l'entretien.
- Le mécanisme de contrôle de la puissance du réacteur comprend l'addition contrôlée manuelle de bore ou de gadolinium au modérateur grâce au système d'addition de poison.
- Certains réacteurs CANDU utilisent le modérateur pour refroidir les dispositifs de contrôle de la réactivité retirés du cœur et les composants de calandre. D'autres réacteurs CANDU utilisent les gaz de couverture pour les refroidir.

13.9 Exercices

1. Pourquoi utilise-t-on l'hélium comme gaz de couverture du modérateur?
2. Pourquoi une fuite dans le circuit principal du modérateur ou dans le circuit du gaz de couverture produit-elle un danger d'irradiation?
3. Quel est le rôle :
 - a) du système de recombinaison?
 - b) des pare-flammes?
 - c) du chromatographe en phase gazeuse?
4. Pourquoi le réchauffeur d'entrée du système de recombinaison n'est pas utilisé habituellement?
5. Nommer deux utilisations du circuit d'épuration du modérateur et décrire comment le circuit d'épuration accomplit ces fonctions.
6. Quels sont les problèmes qui surviennent lorsque le modérateur n'est pas propre?
7.
 - a) Quels sont les effets nocifs de l'oxygène sur les pièces du circuit du modérateur?
 - b) Pourquoi ajoute-t-on parfois de l'oxygène au gaz de couverture? Pourquoi ajoute-t-on de l'hélium?
8. Quelles sont les sources de chaleur dans les barres de contrôle de la réactivité, les tubes de calandre et l'enveloppe de calandre?
9. Décrire comment le système d'addition de poison est utilisé.
10. Expliquer pourquoi il est nécessaire de disposer d'un circuit de collecte du modérateur (D_2O) et pourquoi on utilise un circuit en boucle fermée.
11. Quel est le rôle des crépines dans le circuit d'épuration?

14 Circuit caloporteur (CC)

14.1 Introduction

Les tubes de force qui contiennent du combustible traversent la calandre. De grandes pompes déplacent le caloporteur parmi ces canaux de combustible, évacuant la chaleur du combustible. Le caloporteur transporte la chaleur du coeur vers les générateurs de vapeur, qui la transforment en vapeur. Le caloporteur est le principal maillon de la chaîne d'évacuation de chaleur. Ce chapitre décrit le circuit caloporteur, y compris les canaux de combustible, les pompes et les générateurs de vapeur. Dans le chapitre suivant, on décrira plusieurs systèmes auxiliaires caloporteurs.

L'eau lourde (caloporteur) évacue la chaleur du combustible et la transfère aux générateurs de vapeur. Pendant l'exploitation normale, il s'agit d'une tâche unique, mais en réalité elle comporte deux fonctions distinctes :

- a) Le caloporteur (eau lourde) transfère la chaleur provenant du combustible vers les générateurs de vapeur. Il s'agit d'une étape essentielle menant à la production de vapeur et à la production d'énergie électrique.
- b) Le caloporteur (eau lourde) évacue la chaleur provenant du combustible. Cette tâche est extrêmement importante, que le réacteur produise ou non de la vapeur. Le fait de maintenir le combustible humide le protège. Sans refroidissement adéquat, le combustible subirait une défaillance, rejetant des matières radioactives dangereuses.

Les dangers d'irradiation dans le circuit caloporteur comprennent le tritium, l'azote 16 et l'oxygène 19 mentionnés précédemment pour ce qui concerne le modérateur.

Lorsque le réacteur est en marche, des neutrons génèrent de l'azote 16 et de l'oxygène 19. Leur rayonnement pénétrant empêche l'accès à l'équipement renfermant le fluide caloporteur lorsque le réacteur est en marche. Ils disparaissent rapidement après la mise à l'arrêt.

Le danger d'irradiation associé au tritium est toujours présent dans le caloporteur. Les rejets de tritium provenant du caloporteur sont plus courants que le tritium provenant du modérateur parce que le caloporteur est sous pression. La pression élevée fait en sorte que les petites fuites sont plus graves. Un circuit ouvert pour l'entretien présente également des dangers d'irradiation au tritium.

Le combustible défectueux rejette une grande variété de matières radioactives dangereuses dans le caloporteur. Certaines de ces matières, par exemple l'iode 131 sont des vapeurs qui produisent un danger d'irradiation autour de l'équipement ouvert. D'autres matières, par exemple le cobalt 60, se déposent sur les conduites du circuit. Ces matières émettent un rayonnement gamma pénétrant qui persiste lorsque le réacteur n'est pas en marche.

Le circuit caloporteur comporte deux dangers classiques que l'on ne retrouve pas dans le circuit du modérateur. Ce sont la pression élevée et la température élevée.

14.2 Notions principales

- Le caloporteur est le principal maillon de la chaîne d'évacuation de la chaleur.
- Le caloporteur transfère la chaleur vers les générateurs de vapeur afin de produire de la vapeur.
- Le caloporteur protège le combustible en le refroidissant. Cela permet d'éviter les défaillances de combustible massives et les rejets de matières radioactives.
- L'azote 16, l'oxygène 19 et le tritium comportent des dangers d'irradiation à la fois dans le caloporteur et dans le modérateur. Le caloporteur peut également contenir des produits de fission provenant du combustible défectueux.
- L'azote 16 et l'oxygène 19 comportent des dangers qui empêchent l'accès à l'équipement du CC lorsque le réacteur est en marche. Les dangers associés au tritium et aux produits de fission persistent après la mise à l'arrêt du réacteur.
- La température et la pression élevées sont des dangers classiques associés à l'équipement du CC.

14.3 Circuit caloporteur principal

La figure 14.1 illustre un circuit caloporteur de type courant. Les principales pompes de circulation tirent le D₂O refroidi des générateurs de vapeur et le pompent dans un collecteur d'entrée du réacteur. Le collecteur répartit le caloporteur dans les conduites d'alimentation vers les canaux de combustible individuels.

Les dépôts sont plus importants sur les surfaces plus froides, comme les sorties des générateurs de vapeur et les niveaux de rayonnement mesurés à ces endroits sont plus élevés.

Le caloporteur chaud quitte chaque canal de combustible par une conduite d'alimentation de sortie. Le collecteur de sortie recueille le caloporteur chaud provenant de ces conduites d'alimentation et le dirige vers les générateurs de vapeur. Le caloporteur chaud évacue sa chaleur aux parois des tubes des générateurs de vapeur. La figure 14.2, qui représente un générateur de vapeur de type courant, illustre les tubes des générateurs de vapeur.

Cela complète la moitié du circuit illustré à la figure 14.2. Le caloporteur poursuit sa course de la sortie des générateurs de vapeur vers une seconde pompe. Un autre collecteur d'entrée, d'autres conduites d'alimentation et canaux de combustible ramènent le caloporteur vers le premier générateur de vapeur. Le modèle complet ressemble à un huit.

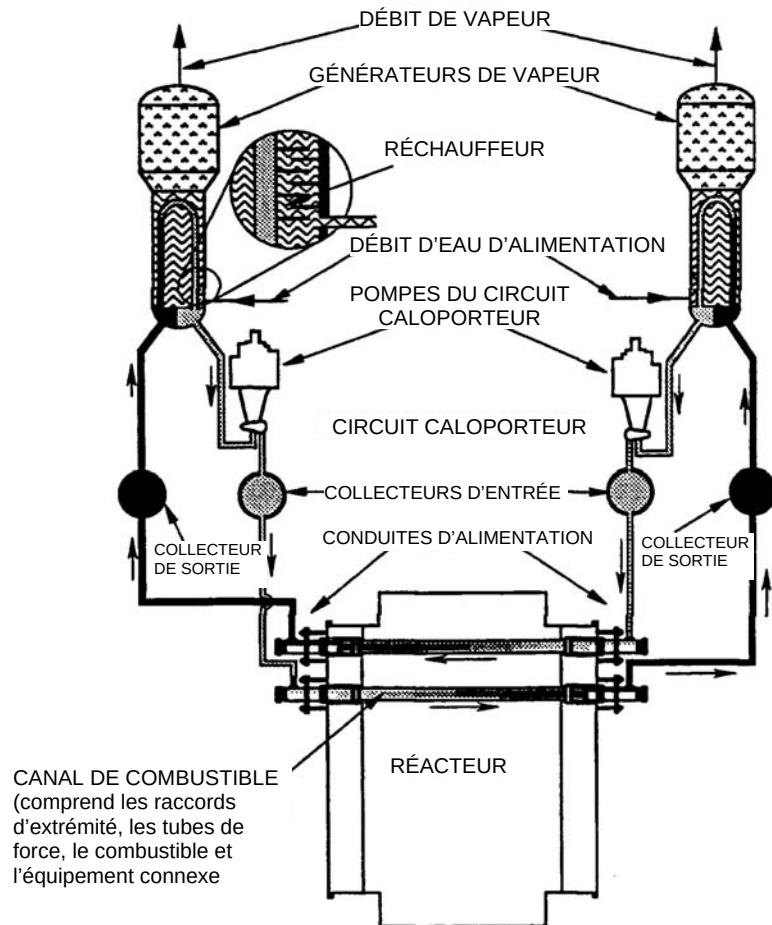


Figure 14.1
Circuit caloporteur

Le circuit en huit comporte des entrées et des sorties à chaque extrémité du cœur. Le caloporteur s'écoule dans la direction opposée dans les canaux adjacents. Le débit caloporteur bidirectionnel maintient les deux faces du réacteur à la même température. Cela diminue la contrainte thermique sur les boucliers d'extrémité, la calandre et les tubes de calandre. Si la face d'un réacteur possédait seulement des sorties, elle fonctionnerait à une température supérieure d'environ 40 °C à celle de la face opposée, qui elle ne posséderait que des entrées.

Le générateur de vapeur produit de la vapeur à environ 250 °C pour la turbine. Le caloporteur pénètre dans le générateur de vapeur qui est légèrement plus chaud que lui, soit environ 300 °C. Sa température diminue d'environ 40 °C lorsqu'il passe dans le générateur de vapeur. Sa température s'élève à nouveau lorsqu'il traverse le cœur du réacteur.

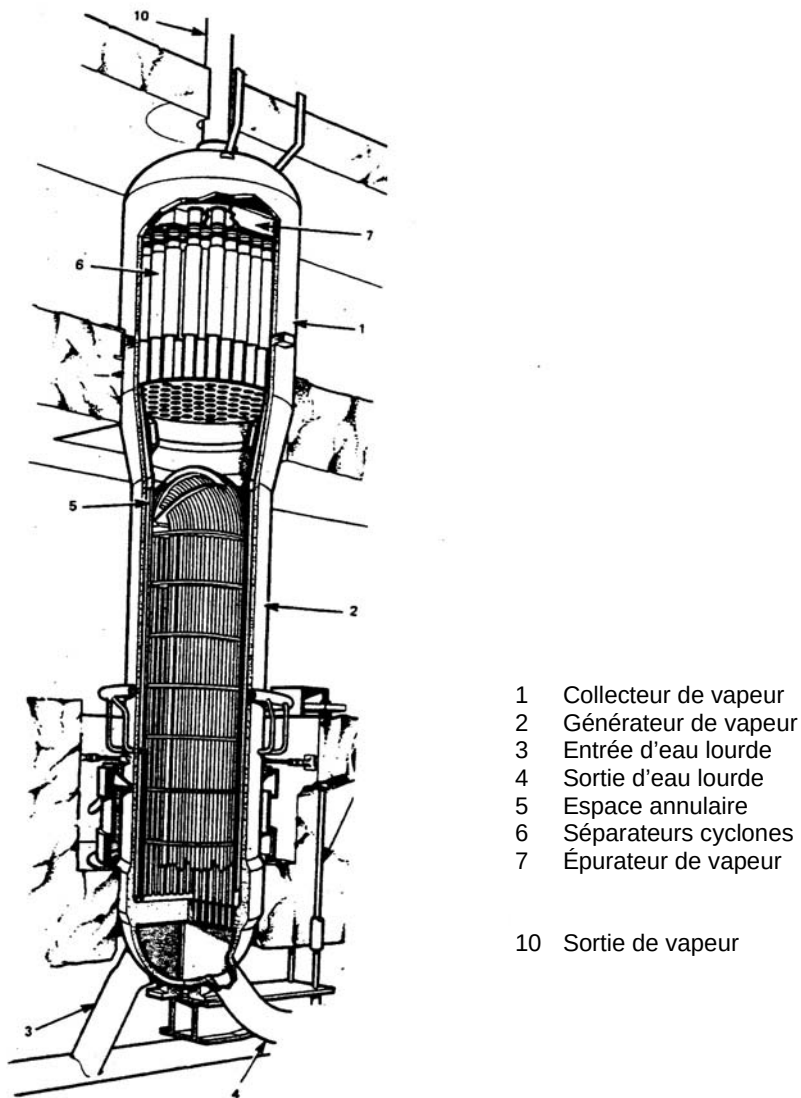


Figure 14.2
Générateur de vapeur de type courant

L'emplacement des pompes principales est le point le plus froid du circuit à la sortie du générateur de vapeur. L'emplacement de la pompe donne la plus grande marge possible contre la cavitation.

En bref, la cavitation est causée par une ébullition localisée au point de pression le plus faible (débit le plus élevé) dans le courant de fluide. Ce phénomène est immédiatement suivi d'une condensation rapide des bulles de vapeur sur le côté haute pression du rotor de la pompe. Une cavitation de pompe CC excessive réduit le débit de caloporteur et peut causer des dommages à cause des vibrations de la pompe. Si les

conditions du fluide se détériorent, la pompe pourrait se remplir de vapeur, arrêtant ainsi le débit de refroidissement vers le combustible.

Afin d'éviter que le D_2O à $310\text{ }^{\circ}\text{C}$ n'entre en ébullition, la pression doit être d'environ 10 MPa (c.-à-d. environ 100 atmosphères). Les pompes du circuit principal ne produisent pas cette pression; elles assurent le débit de caloporteur. Ces pompes génèrent suffisamment de pression pour compenser le frottement fluide dans les canaux de combustible et les tubes des générateurs de vapeur. Dans le prochain chapitre, on explique comment la pression élevée est produite et contrôlée.

14.4 Notions principales

- Les pompes aux sorties des générateurs de vapeur déplacent le caloporteur au-dessus du combustible dans les tubes de force.
- Le circuit a la forme d'un huit symétrique avec les générateurs de vapeur, les pompes et les collecteurs à chaque extrémité du réacteur.
- Des conduites d'alimentation recueillent le caloporteur chaud provenant de chaque canal et l'amène à un collecteur de sortie. Le collecteur recueille le caloporteur chaud et l'amène vers un générateur de vapeur.
- Les collecteurs d'entrée recueillent le caloporteur amené par les pompes et le répartissent vers des canaux de combustible individuels par les conduites d'alimentation.
- L'emplacement de la pompe assure une marge de sûreté élevée contre la cavitation de pompe.
- L'écoulement bidirectionnel maintient des températures uniformes dans l'ensemble du cœur, réduisant ainsi la contrainte thermique sur les composants.

14.5 Autres caractéristiques du circuit CC

Avant de poursuivre cette section, localisez les générateurs de vapeur, les pompes principales et les conduites d'alimentation à la figure 14.3. La figure illustre les conduites d'alimentation à une extrémité du réacteur seulement. Dans le diagramme, les pompes du CC ont une décharge double et les générateurs de vapeur possèdent deux entrées. Il sera ainsi plus facile pour vous de distinguer les collecteurs d'entrée des collecteurs de sortie sur le diagramme.

Le circuit caloporteur CANDU n'est pas identique dans toutes les centrales. La description suivante est caractéristique des nouveaux CANDU.

- 1 CONDUITES D'ALIMENTATION EN VAPEUR PRINCIPALES
- 2 GÉNÉRATEURS DE VAPEUR
- 3 POMPES PRINCIPALES DU CIRCUIT PRIMAIRE
- 4 CONDUITES D'ALIMENTATION
- 5 CALANDRE
- 6 CANAL DE COMBUSTIBLE
- 7 POMPE DE LA MACHINE DE CHARGEMENT DU COMBUSTIBLE
- 8 CIRCUIT DU MODÉRATEUR

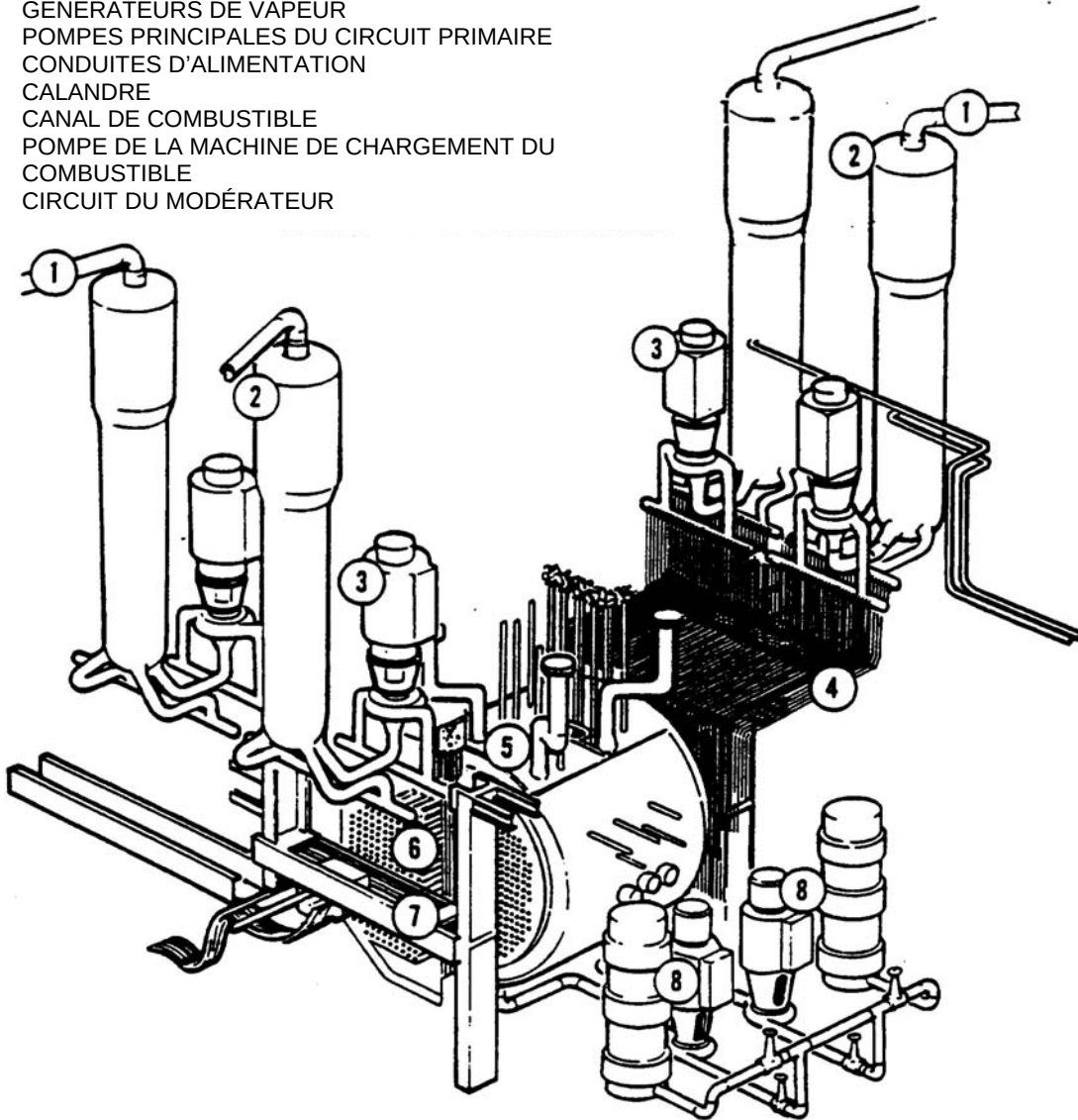


Figure 14.3

Coeur du réacteur, collecteurs, pompes et générateurs de vapeur

La figure 14.3 est une représentation d'un circuit caloporteur comportant deux boucles en huit. (Certaines centrales ne possèdent qu'une boucle simple). Chaque boucle fournit le caloporteur à la

moitié du cœur. On dénombre deux grandes pompes et deux grands générateurs de vapeur dans chaque boucle. Si une pompe de boucle subit une défaillance, l'exploitation peut se poursuivre à puissance réduite à l'aide d'une seule pompe.

Les grands générateurs de vapeur et les pompes ne sont pas toujours disponibles. Les anciennes centrales utilisent un plus grand nombre de générateurs de vapeur et de pompes, de taille plus petite. Cela comprend parfois les pompes ou les générateurs de vapeur de secours. Les modèles plus récents ne comprennent pas l'équipement de secours dans le CC principal. Cela permet de réaliser des économies.

Le refroidissement du combustible doit se poursuivre continuellement, même lorsque le réacteur est à l'arrêt. Sans refroidissement, la chaleur générée par la désintégration des produits de fission dans le combustible peut faire subir une défaillance au combustible, rejetant ensuite des produits de fission. Un circuit de refroidissement à l'arrêt refroidit le combustible lorsque les pompes principales ou les générateurs de vapeur sont soit non disponibles ou non requis. La taille des pompes de remplacement et les échangeurs de chaleur de rechange est adéquate pour évacuer la chaleur de désintégration.

L'aménagement diffère d'une centrale à une autre.

Une caractéristique commune à tous les CANDU est la hauteur des collecteurs et des générateurs de vapeur au-dessus du cœur du réacteur. Cela permet de refroidir le combustible par convection naturelle si les pompes principales et le refroidissement d'urgence ne sont pas disponibles. Par exemple, en cas de panne d'électricité, la convection naturelle serait la seule manière de refroidir le combustible.

La convection naturelle, appelée également thermosiphonage, ne produit pas de débit élevé. Elle ne permet pas d'évacuer la chaleur à pleine puissance, mais convient pour évacuer la chaleur de désintégration.

La convection naturelle se produit lorsque le D₂O froid dans les tubes des générateurs de vapeur tombe par gravité dans le cœur. Il déplace le D₂O chaud et moins dense qui entoure le combustible. Les générateurs de vapeur refroidissent le fluide en provenance des canaux de combustible, et celui-ci devient plus dense. Le liquide qui tombe dans le cœur se dilate lors du chauffage et devient moins dense. Le thermosiphonage continue tant que les générateurs de vapeur évacuent la chaleur.

La hauteur des collecteurs au-dessus du réacteur et la position des générateurs de vapeur au-dessus des collecteurs possèdent un autre avantage. Le personnel d'exploitation peut drainer le caloporteur au niveau des collecteurs, à condition qu'il soit froid et qu'il ne soit pas sous pression. Cela permet de drainer les générateurs de vapeur et les pompes avant l'entretien. Le circuit de refroidissement de la mise à l'arrêt refroidit le combustible lorsque le caloporteur n'atteint pas le niveau des pompes principales. (À Bruce, on appelle ce circuit le circuit de refroidissement d'entretien).

Il n'existe aucune vanne pour l'équipement isolant dans le circuit principal. Cela permet d'éliminer le coût des vannes, en réduisant les fuites d'eau lourde et réduit la dose de rayonnement reçue par le personnel de centrale. Les diminutions des fuites d'eau lourde permettent de réduire les fuites de tritium, et l'exposition du personnel qui procède à l'entretien des vannes est réduite.

Les premiers modèles, pour assurer la fiabilité, utilisaient des pompes et des générateurs de vapeur de secours. Des vannes d'isolement permettaient l'entretien de l'équipement.

14.6 Notions principales

- Un système de refroidissement d'urgence permet d'évacuer la chaleur de désintégration lorsque les autres méthodes de refroidissement du combustible ne sont pas disponibles. C'est particulièrement le cas lors de l'entretien des pompes ou des générateurs de vapeur.
- La position élevée des générateurs de vapeur donne lieu à une circulation par convection naturelle lorsque les pompes principales et que le refroidissement d'urgence ne sont pas disponibles. La convection naturelle (thermosiphonage) permet d'évacuer la chaleur de désintégration du combustible. Cette méthode est essentielle lorsque les autres méthodes de refroidissement du combustible ne fonctionnent plus.
- La hauteur des générateurs de vapeur et des pompes au-dessus du cœur du réacteur facilite leur entretien. Il n'est pas nécessaire de disposer de vannes d'isolement.

14.7 Exercices

1. Quelles sont les ressemblances et les différences entre les deux rôles du caloporteur?
2. Quels dangers sont présents dans le CC qui ne présentent pas de danger dans le circuit du modérateur?
3. Pourquoi les pompes du circuit caloporteur ont-elles leur fonction d'aspiration à la sortie du générateur de vapeur?
4. Pourquoi la disposition du circuit caloporteur comporte-t-elle des pompes et des générateurs de vapeur à chaque extrémité, avec un débit bidirectionnel dans le cœur?
5. Qu'est-ce que le thermosiphonage et quand est-ce nécessaire?
6. Quelle est la caractéristique du CC qui cause le phénomène du thermosiphonage?
7. Pourquoi les pompes et les échangeurs de chaleur du circuit de refroidissement d'urgence peuvent-elles être plus petites que les pompes principales et que les générateurs de vapeur?

15 Systèmes auxiliaires du circuit caloporteur

15.1 Introduction

Le caloporteur liquide dans le circuit caloporteur (CC) est un maillon de la chaîne d'évacuation de la chaleur. Il protège le combustible en le maintenant humide, et il transfère la chaleur provenant du combustible vers le générateur de vapeur. Les systèmes auxiliaires décrits dans les prochaines sections aident le caloporteur à accomplir sa fonction.

La pression élevée empêche le caloporteur de se transformer en vapeur. Le système de contrôle de la pression et de l'inventaire produit et contrôle la pression du caloporteur dans le circuit CC principal. Ce sont des pompes d'alimentation haute pression qui produisent initialement la pression élevée. Le système de contrôle de la pression et de l'inventaire doit tenir compte des changements qui surviennent dans le volume de caloporteur causés par la dilatation thermique et la contraction (gonflement et retrait) du caloporteur pendant l'exploitation.

La pression augmente parfois plus rapidement que ce que le système de contrôle peut supporter. Des vannes de décharge permettent alors d'éviter que la pression entraîne une rupture des conduites. En cas de bris de conduites de grande taille, il y aurait une perte de pression du caloporteur et une défaillance du combustible.

Le circuit d'épuration du caloporteur protège les conduites et les joints de pompe contre la corrosion et l'érosion qui augmentent le risque de rupture. Il élimine également les produits de fission de manière à ce que le caloporteur, s'il s'échappe du circuit, soit moins dangereux.

Le circuit d'étanchéité des garnitures fournit du D_2O frais et propre dans le CC qui refroidit et lubrifie les joints de pompe. Cela permet d'éviter la défaillance des joints, qui donnerait lieu à une défaillance des pompes et à la perte de D_2O hors du circuit.

Il existe de nombreuses fuites potentielles et réelles du circuit caloporteur. La machine de chargement du combustible, lorsque raccordée au réacteur, fait partie du circuit caloporteur. Cela crée des emplacements de fuite potentiels où le D_2O pourrait s'échapper.

Le système de contrôle de la pression et de l'inventaire utilise le D_2O provenant d'un réservoir de stockage pour maintenir le circuit plein. Un circuit de collecte retourne le D_2O provenant des fuites aux joints de pompe, par exemple. Un système de récupération récupère le D_2O provenant de petites fuites imprévues.

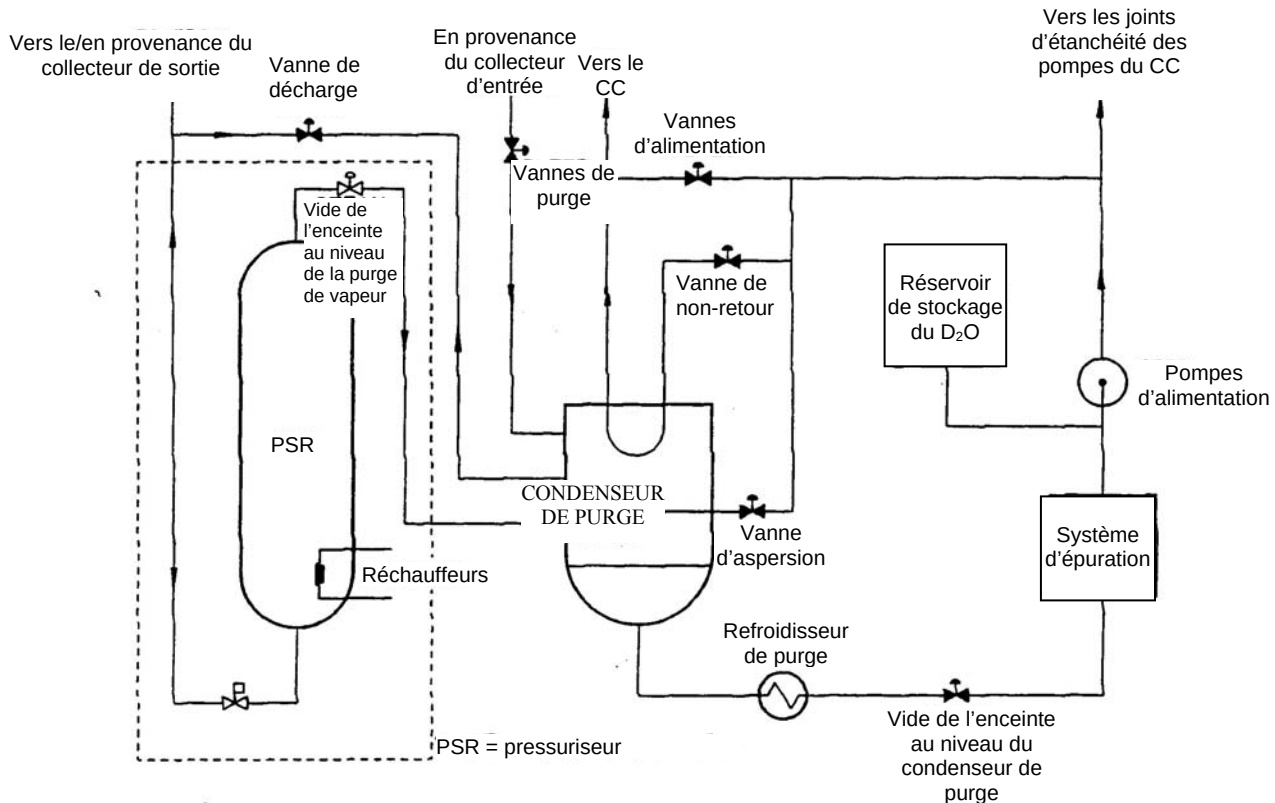


Figure 15.1
Systèmes de contrôle de la pression

15.2 Notions principales

- Les termes retrait et gonflement décrivent la dilatation thermique et la contraction du caloporteur.
- La pression élevée maintient le caloporteur chaud à l'état liquide. Si la pression du caloporteur est trop élevée, les conduites et les joints des pompes risquent de se rompre.
- Les auxiliaires du CC aident à maintenir la quantité et la qualité du caloporteur.

15.3 Contrôle de la pression et de l'inventaire

Le système de contrôle de la pression et de l'inventaire produit et contrôle la pression du caloporteur dans le circuit caloporteur. Des pompes d'alimentation à pression élevée génèrent initialement la pression élevée. Le système maintient ensuite la pression à la valeur requise. En d'autres mots, le système fournit un inventaire haute pression au besoin, et contrôle la pression à la valeur seuil.

La faible pression et la pression élevée causent toutes deux des problèmes. Lorsque la pression est faible, les surfaces des grappes de combustible chaud deviennent couvertes de vapeur. Cela limite l'évacuation de chaleur. Lorsque la pression est extrêmement élevée, il y a risque de rupture des conduites, ce qui remplit de vapeur les canaux de combustible lorsque la pression diminue. D'une manière ou d'une autre, le refroidissement du combustible en souffre. Les grappes de combustible risquent de subir une défaillance, rejetant ensuite des produits de fission radioactifs. Si le refroidissement insuffisant persiste, le combustible et la gaine de combustible pourraient fondre.

La figure 15.1 illustre les systèmes de contrôle de la pression et de l'inventaire que l'on trouve dans la plupart des centrales CANDU. Ce ne sont pas toutes les centrales qui possèdent un pressuriseur, illustré à l'intérieur des lignes tiretées dans la figure. Certains aspects du modèle CANDU 600 sont différents.

Nous expliquerons la figure 15.1 en décrivant chaque pièce d'équipement importante. D'abord, nous décrirons le contrôle de la pression dans un système doté d'un pressuriseur. Ensuite, nous décrirons le contrôle de la pression lorsque le pressuriseur est isolé, puis un système sans pressuriseur. Dans le chapitre suivant, nous décrirons le condenseur de purge, le refroidisseur de purge, le réservoir de stockage et le système de détente.

15.3.1 Contrôle de la pression utilisant un pressuriseur

Le pressuriseur est un grand réservoir haute pression, partiellement rempli de D_2O et de vapeur. L'un de ces rôles consiste à maintenir la pression dans le circuit caloporteur. Une grande conduite raccorde le bas du pressuriseur directement aux collecteurs de sortie du réacteur à l'une des extrémités de ce dernier. La vapeur de D_2O comprimée au-dessus du liquide dans le pressuriseur maintient la pression du CC à la valeur seuil.

Pour assurer le contrôle de la pression, il doit y avoir une lame de vapeur dans le pressuriseur, mais nulle part ailleurs dans le CC. Cette condition prévaut lorsque les fluides saturés dans le pressuriseur sont plus chauds que le caloporteur ailleurs dans le circuit.

Lorsque le caloporteur dans le circuit principal chauffe et gonfle, il se fraie un chemin dans le pressuriseur, en comprimant la vapeur. La vapeur sert de coussin, absorbant une partie de l'augmentation de pression. La vapeur saturée comprimée commence à se condenser. Les vannes de purge s'ouvrent à mesure que la pression augmente, ce qui abaisse la pression du pressuriseur à la valeur seuil.

Lorsque le caloporteur dans le circuit principal subit un retrait, la vapeur comprimée dans le pressuriseur se dilate. Cela pousse le liquide dans le circuit principal, en limitant la chute de pression. Le liquide saturé dans le pressuriseur commence à bouillir à mesure que la pression diminue. Des réchauffeurs près du bas du réservoir se mettent en marche et produisent davantage de vapeur, ce qui augmente la pression du pressuriseur jusqu'à la valeur seuil.

Le pressuriseur répond immédiatement aux changements de pression. La lame de vapeur, en se dilatant et se contractant, commence à corriger toute erreur de pression à mesure qu'elle se produit. Les réchauffeurs ou vannes de purge de vapeur interviennent alors pour corriger la pression du pressuriseur et maintenir le système à la pression requise.

15.3.2 Contrôle de l'inventaire à l'aide d'un pressuriseur

Le second rôle du pressuriseur consiste à compenser les changements de volume du caloporteur chaud. Durant les manœuvres de puissance, le pressuriseur compense le retrait et le gonflement. Le contrôle de l'inventaire permet de maintenir la quantité totale de caloporteur dans le circuit principal et de maintenir le pressuriseur presque constant. À puissance élevée, la température de sortie du réacteur augmente. Le caloporteur gonfle et le niveau de liquide dans le pressuriseur est élevé. À faible puissance, le caloporteur subit un retrait et le niveau du pressuriseur baisse.

1. Le liquide saturé atteint le point d'ébullition pour une pression donnée. Il est en équilibre avec la vapeur saturée à la température de condensation.
2. Cinq à dix tonnes métriques de caloporteur entrent et sortent du pressuriseur pendant les manœuvres de puissance à 50 % et 100 % de la puissance.

Le contrôle de l'inventaire empêche également le pressuriseur de se remplir complètement de liquide, ou de se vider entièrement. Le contrôle de la pression nécessite une lame de vapeur, et il doit y avoir suffisamment de liquide pour submerger les réchauffeurs.

La figure 15.1 illustre les vannes d'alimentation et de purge de caloporteur. Lorsque le niveau du pressuriseur est trop élevé, l'inventaire en excès est purgé du circuit principal par les vannes de purge. Lorsque le niveau du pressuriseur est trop faible, les vannes d'alimentation s'ouvrent, permettant ainsi aux pompes d'alimentation haute pression d'ajouter du D₂O dans le circuit principal.

15.3.3 Exploitation avec un pressuriseur isolé

Lorsque le réacteur est à l'arrêt, la température du caloporteur peut être maintenue près de la température d'exploitation, ou la température peut être abaissée sous la barre des 100 °C. Durant le refroidissement ou le réchauffement, le volume de caloporteur subit un retrait ou gonfle trop pour que le pressuriseur puisse accommoder ces changements; le circuit caloporteur fonctionne alors en mode de pressuriseur isolé et le réservoir de stockage du D₂O du CC tient compte de ces grands changements de volume. Le caloporteur peut gonfler de 60 m³ durant le réchauffement d'un CANDU de grande taille.

La figure 15.1 illustre la grande vanne d'isolement dans la conduite de raccord entre le pressuriseur et le circuit principal. Sans pressuriseur, le système de contrôle de l'inventaire devient le système de contrôle de la pression. Étant donné qu'il n'y a aucune lame de vapeur dans le CC, les petits changements d'inventaire ont un effet important sur la pression.

La pression de sortie des pompes du pressuriseur, appelées pompes d'alimentation dans la figure 15.1, est plus élevée que la pression du CC. Lorsque la vanne d'alimentation est ouverte, les pompes d'alimentation transfèrent l'inventaire depuis le réservoir de stockage vers le circuit principal. Si la pression du système est élevée, la vanne de purge s'ouvre afin de réduire la pression. L'inventaire du circuit se rend vers le condenseur de purge, ce qui réduit la pression dans le circuit. Ce mécanisme porte le nom de contrôle de la pression d'alimentation et de la pression de purge.

15.3.4 Exploitation sans pressuriseur

Certains réacteurs CANDU ne possèdent pas de pressuriseur. Le caloporteur liquide remplit complètement ces réacteurs. La figure 15.1, si l'on enlève l'équipement à l'intérieur des lignes tiretées, illustre ce système. Son fonctionnement est semblable à l'exploitation décrite précédemment avec le pressuriseur isolé, sauf que celui-ci est utilisé à la fois lorsque le réacteur est à l'arrêt et lorsqu'il est en marche.

Un système d'alimentation et de purge contrôle la pression en ajustant l'inventaire.

Des pompes de pressurisation augmentent la pression lorsque celle-ci chute, et le condenseur de purge accueille l'inventaire en excès lorsque la pression est élevée. Les vannes d'alimentation et de purge contrôlent le mouvement du caloporteur à l'intérieur et à l'extérieur du circuit principal.

Le circuit d'alimentation et de purge ne répond pas rapidement au gonflement ou au retrait. Des instruments doivent détecter les erreurs de pression et un signal de contrôle doit alors ajuster les vannes de contrôle.

Les centrales qui fonctionnent sans pressuriseur limitent le retrait et le gonflement du caloporteur lorsque le réacteur est en marche. Pour limiter le retrait et le gonflement du caloporteur, la température moyenne du caloporteur est maintenue presque constante. Par exemple, lorsqu'il y a une augmentation de puissance et que la température de sortie du réacteur augmente, la température à l'entrée du réacteur est abaissée (en ajustant la pression du générateur de vapeur).

15.4 Notions principales

- Le système de contrôle de la pression et de l'inventaire fournit le caloporteur au circuit principal à la pression requise, et contrôle la pression dans le circuit.
- Un réacteur CANDU sans pressuriseur contrôle la pression à l'aide d'un système de contrôle de la pression d'alimentation et de purge (des pompes d'alimentation de pressurisation accompagnées de vannes d'alimentation et de vannes de purge).
- Un réacteur CANDU avec pressuriseur utilise le système d'alimentation et de purge pour le contrôle de l'inventaire. Le système d'alimentation et de purge assure le contrôle de la pression avec un pressuriseur isolé durant le réchauffement ou le refroidissement.
- Le coussin de vapeur dans la partie supérieure du pressuriseur contrôle la pression du circuit caloporteur. Il se dilate afin de corriger la faible pression lorsque le caloporteur dans le circuit principal subit un retrait. Il absorbe les augmentations de pression lorsque le caloporteur dans le circuit principal gonfle.
- Des réchauffeurs du pressuriseur et des vannes de purge de vapeur contrôlent la pression du pressuriseur. À mesure que la pression augmente, les vannes de purge de vapeur s'ouvrent pour la faire baisser. À mesure que la pression diminue, les réchauffeurs interviennent pour la faire monter.

15.5 Autres pièces d'équipement dans le système de contrôle de la pression et de l'inventaire

Nous allons maintenant décrire le rôle des autres pièces d'équipement illustrées à la figure 15.1.

Le condenseur de purge réduit la température et la pression du caloporteur qui quitte le circuit principal. Le D_2O entre dans le condenseur et se transforme en vapeur. Le débit de reflux refroidit la vapeur, qui se condense et s'accumule dans le condenseur. Si le débit de reflux ne peut pas condenser toute la vapeur provenant du condenseur de purge, la pression augmentera. Le refroidissement par aspersion intervient alors pour maintenir la pression à un faible niveau.

Le condensat de D_2O s'écoule dans le refroidisseur de purge. Cela fait baisser la température du D_2O en dessous de $60\text{ }^{\circ}\text{C}$. Le D_2O chaud endommage les résines échangeuses d'ions et les joints des pompes d'alimentation. Le D_2O froid et propre est stocké dans le réservoir de stockage à faible pression, ou est envoyé vers les pompes d'alimentation pour être retourné dans le circuit principal.

Habituellement, les vannes d'alimentation et de purge sont légèrement ouvertes afin d'assurer l'approvisionnement continu du débit caloporteur vers le circuit d'épuration. Les vannes de contrôle du niveau du condenseur de purge contrôlent le débit de liquide provenant du condenseur de purge. La pression du condenseur de purge pousse le D_2O dans le circuit vers les pompes d'alimentation, ou vers le réservoir de stockage. Le réservoir de stockage à l'aspiration de pompe joue trois rôles.

- a. Le réservoir est suffisamment grand pour accueillir le gonflement et le retrait du caloporteur. Le réservoir de stockage dans un réacteur sans pressuriseur résiste à tous les changements d'inventaire. Dans le cas des réacteurs avec pressuriseur, le réservoir accueille l'inventaire durant le réchauffement et le refroidissement, mais pas durant l'exploitation normale.
- b. Il possède un approvisionnement de réserve en D_2O pour compenser les petites fuites de caloporteur.
- c. Sa hauteur assure le maintien d'une certaine pression à l'aspiration de l'alimentation.

La pression du caloporteur du CC se situe près de 10 MPa , avec une température approchant $300\text{ }^{\circ}\text{C}$. Le refroidissement maintient la

température du condenseur de purge près de 200 °C. La pression correspondante est d'environ 2 MPa.

Le débit d'épuration du caloporteur du CANDU 600 est distinct de la boucle d'alimentation et de purge. Il n'y a presque pas de débit d'alimentation ou de débit de purge pendant l'exploitation normale.

15.6 Système de protection contre la surpression

Le système de protection contre la surpression protège les conduits du circuit caloporteur contre la surpression mécanique. La surpression peut survenir, par exemple, lorsque les vannes d'alimentation demeurent ouvertes, ce qui fait en sorte que la pression de décharge des pompes d'alimentation exerce une pression sur le circuit. Les vannes de décharge qui amènent directement le caloporteur depuis le collecteur de sortie du réacteur vers le condenseur de purge assurent une certaine protection. On utilise à la fois les termes vannes de protection contre la surpression et vannes de décharge de liquide.

15.7 Notions principales

- Le condenseur de purge recueille, refroidit et fait baisser la pression du caloporteur déchargé en provenance du circuit principal. Le caloporteur peut entrer par les vannes de purge de vapeur, les vannes de purge ou les vannes de décharge de liquide.
- Le refroidisseur de purge fait baisser la température du caloporteur afin de protéger les résines d'épuration et les joints de pompe d'alimentation. Le réservoir de stockage basse pression exige également du D₂O froid.
- Les pompes d'alimentation possèdent une pression de décharge très élevée. Selon les réglages des vannes, cela peut pressuriser le circuit principal, augmenter le niveau de liquide du pressuriseur ou assurer un débit dans l'ensemble du circuit, y compris le débit d'épuration.
- Les vannes d'alimentation fournissent de l'inventaire au circuit principal au besoin. Dans un circuit sans pressuriseur, cela fait augmenter la pression. Lorsqu'il y a un pressuriseur, l'alimentation accrue fait monter ce niveau.
- Les vannes de purge drainent l'inventaire provenant du circuit principal au besoin. Dans un circuit sans pressuriseur, cela fait diminuer la pression. Lorsqu'il y a un pressuriseur, la purge plus importante fait baisser ce niveau.

- Les vannes d'alimentation et de purge, lorsqu'elles sont toutes deux ouvertes, fournissent un débit d'épuration.
- Le réservoir de stockage accueille le retrait et le gonflement du caloporteur que le pressuriseur ne peut supporter. Il possède un approvisionnement de réserve pour compenser les petites fuites. Sa hauteur permet d'éviter la cavitation des pompes d'alimentation.
- Le système de protection contre la surpression protège le CC contre la surpression mécanique.

15.8 Autres auxiliaires du CC

15.8.1 Circuit d'épuration

Les impuretés présentes dans le circuit peuvent provenir de l'usure, de la corrosion et de l'érosion. Le combustible ou les machines de chargement du combustible peuvent également faire entrer des impuretés. Les impuretés radioactives proviennent également du combustible défectueux.

Le circuit d'épuration joue deux rôles. Il doit maintenir le caloporteur propre et contrôler le pH du caloporteur à une valeur élevée. Un bon contrôle chimique est important pour plusieurs raisons :

- a) Protection contre la corrosion. Le D₂O chaud est corrosif. La corrosion des composants du circuit caloporteur est réduite lorsque le pH du caloporteur est maintenu à un niveau élevé.
- b) Protection contre les dommages causés par les matières particulaires. Les matières particulaires érodent les matériaux, se déposent sur l'équipement et bloquent les tubulures des instruments. L'abrasion exercée par les matières particulaires peut endommager les joints de pompe. Des dépôts de matières radioactives constituent un danger pour le personnel qui procède à l'entretien.
- c) Enlèvement des matières radioactives. Le caloporteur peut contenir des produits de fission provenant du combustible défectueux et des produits de corrosion rendus radioactifs. Cela augmente les champs de rayonnement autour de l'équipement du CC, où certaines matières solubles se déposent sur les parois. Les fuites sont particulièrement dangereuses lorsque le caloporteur contient des matières radioactives. La réglementation exige un débit d'épuration

élevé pour enlever la radioactivité après la défaillance d'une grappe de combustible.

Les aménagements des circuits d'épuration du caloporteur et du modérateur sont semblables. Des filtres précèdent les colonnes échangeuses d'ions (IX) et empêchent les matières particulaires de bloquer les résines. Des crépines situées en aval des colonnes IX permettent d'éviter que la résine ne pénètre dans le circuit caloporteur.

Le circuit d'épuration du caloporteur possède moins de colonnes IX que le circuit d'épuration du modérateur. Il n'a pas besoin de colonnes de nettoyage de réserve pour enlever les poisons de contrôle de la réactivité. Les résines échangeuses d'ions diffèrent également de celles utilisées pour nettoyer le modérateur. Les résines du circuit d'épuration du caloporteur, en plus d'enlever les impuretés, maintiennent le pH du caloporteur à un niveau élevé.

15.9 Notions principales

- Le circuit d'épuration maintient le caloporteur propre et un pH élevé.
- Un bon contrôle chimique exige un pH élevé du caloporteur afin de réduire la corrosion du CC.
- Les matières particulaires contenues dans le caloporteur doivent être filtrées pour limiter les dommages causés par l'érosion et l'abrasion. Les matières particulaires rendues radioactives se déposent sur l'équipement et le rendent radioactif.
- Le circuit d'épuration élimine les produits de fission et les produits de corrosion devenus radioactifs qui rendent le caloporteur radioactif. Ces matériaux peuvent s'échapper par des fuites, ou lorsque l'équipement est ouvert pour l'entretien.

15.9.1 Joint d'étanchéité de pompe du CC

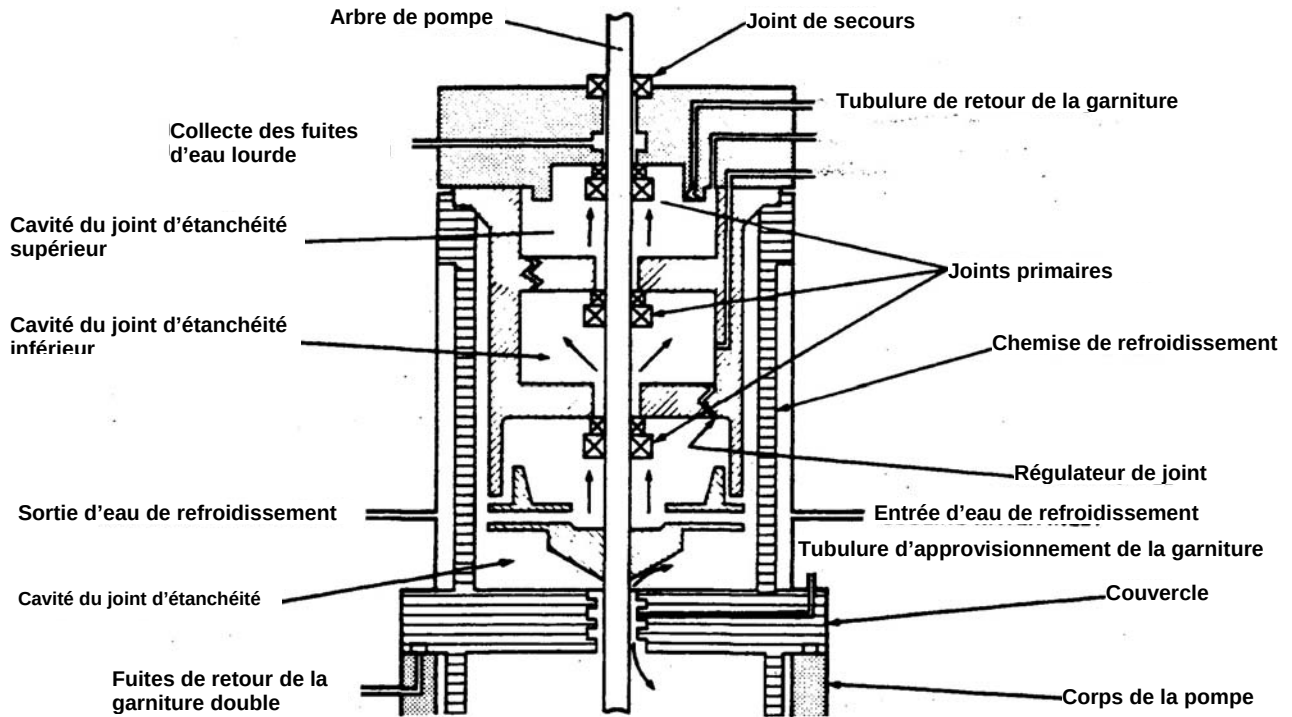


Figure 15.2
Joint d'étanchéité de pompe du circuit caloporteur de type courant

La garniture de la pompe du CC et le système d'approvisionnement du joint d'étanchéité protègent les joints de pompe et les paliers contre les dommages. Ils permettent également d'éviter qu'il y ait des fuites de caloporteur radioactif aux joints de pompe.

La figure 15.2 illustre un joint d'étanchéité de pompe de type courant. Le rouet de la pompe, s'il était illustré, se trouverait au bas du diagramme. Le bas de l'arbre se trouve dans le caloporteur chaud à une pression de presque 10 MPa

Le caloporteur contient des impuretés qui peuvent être radioactives. Le dispositif de scellement permet d'éviter la fuite de caloporteur le long de l'arbre. Le caloporteur chaud et les impuretés qu'il contient pourraient endommager les joints de pompe et les paliers. À cause d'une défaillance des joints, il pourrait y avoir rejet de caloporteur radioactif chaud dans l'atmosphère du bâtiment réacteur.

La tubulure d’approvisionnement de la garniture utilise le D_2O haute pression, froid, propre et filtré provenant des pompes d’alimentation. La pression de décharge de ces pompes est plus élevée que la pression dans le circuit caloporteur principal. Le D_2O à pression élevée et propre permet de maintenir le caloporteur chaud à l’extérieur des cavités du joint.

Une certaine partie de ce D_2O s’écoule le long de l’arbre vers la pompe principale du CC, ce qui permet d’éviter la fuite de caloporteur chaud. Le reste de l’approvisionnement de la garniture s’écoule dans les cavités des joints. La pression diminue d’une cavité à l’autre. Le D_2O suit la tubulure de retour de la garniture vers l’aspiration des pompes d’alimentation. Une petite quantité d’eau fuit après les joints primaires, ce qui refroidit et lubrifie l’arbre et le joint. Le D_2O qui fuit après le joint primaire final passe dans le circuit de collecte des fuites de D_2O du circuit caloporteur.

15.10 Notions principales

- Du D_2O froid, propre et filtré provenant de la décharge des pompes de pressurisation du CC alimente les garnitures de pompe. L’approvisionnement de la garniture haute pression se fraie un chemin le long de l’arbre de la pompe, ce qui permet d’éviter que le caloporteur radioactif chaud et sale ne s’échappe. Cela permet également d’éviter que des dommages soient causés aux joints de pompe et qu’il y ait des fuites de caloporteur radioactif.

15.10.1 Circuit de collecte du D_2O du circuit caloporteur

Le circuit de collecte du D_2O du circuit caloporteur utilise un réseau de conduites qui recueille le caloporteur aux points de fuite connus. La figure 15.3 est un diagramme monoligne du circuit de collecte du circuit caloporteur. Le système fermé permet de réduire les pertes de D_2O , ce qui limite les fuites de tritium et réduit la diminution de la teneur isotopique. Le contact entre la vapeur de D_2O et le H_2O atmosphérique pourrait entraîner une baisse de la teneur isotopique.

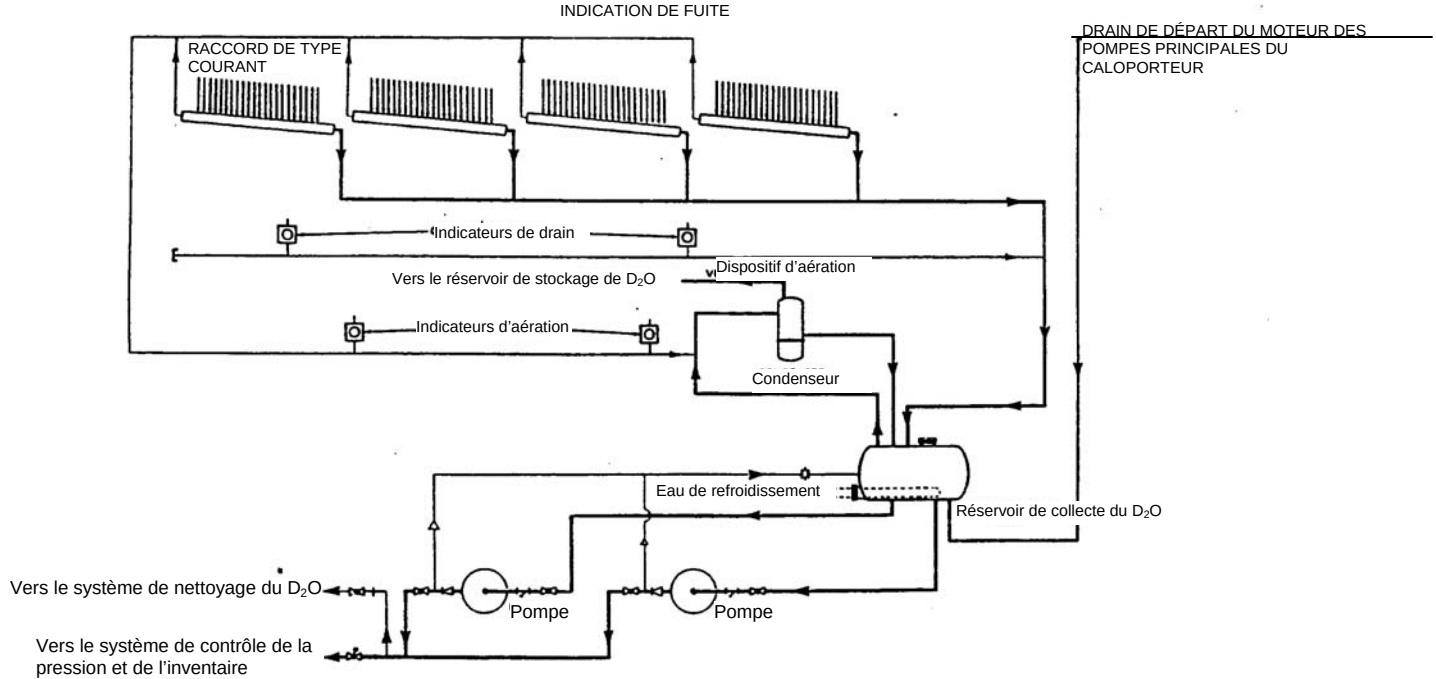


Figure 15.3
Circuit de collecte du D₂O du CC

Le circuit caloporteur et le circuit de collecte du modérateur sont semblables pour ce qui est de la construction et des fins d'utilisation, mais sont entièrement distincts. Le modérateur (D₂O) n'est jamais ajouté au circuit caloporteur parce que la concentration de tritium dans le modérateur est trop élevée. En outre, à cause de leur teneur isotopique différente, on ne peut verser de l'eau lourde du circuit caloporteur à celle du circuit du modérateur. En effet, la teneur isotopique du caloporteur se situe habituellement entre 98 % et 99 %, ce qui est beaucoup plus faible que le 99,8 % normalement trouvée dans le liquide du modérateur. Ainsi, l'ajout de D₂O du circuit caloporteur au circuit du modérateur appauvrirait le modérateur et, conséquemment, les coûts en combustible.

Le circuit de collecte du circuit caloporteur recueille le D₂O à plusieurs points de fuite. Il y a plus de fuite dans le CC que dans le circuit du modérateur. La pression élevée du caloporteur fait en sorte que le taux de fuite est plus élevé, et qu'il y a davantage de points de fuite. Une illustration du circuit de collecte du modérateur, comparable

à celle de la figure 15.3, indique un nombre moins élevé de tubulures de collecte.

Le caloporteur qui fuit après les joints de pompe principaux du CC est l'écoulement le plus élevé de D_2O dans le réservoir de collecte. Une autre source de collecte du D_2O est celle des cavités entre les garnitures des échangeurs de chaleur et d'autres équipements. Les cavités entre les garnitures sont des espaces entre les garnitures doubles utilisées pour sceller les raccords mécaniques entre l'équipement et le circuit caloporteur. D'autres conduites de collecte proviennent des vannes. Il y a des fuites le long des tiges de vanne ainsi que le long des garnitures de vanne.

Enfin, les pompes, les échangeurs de chaleur et d'autres pièces d'équipement possèdent un dispositif de drainage et des conduits d'éventage du D_2O utilisés pour l'entretien de l'équipement. Le circuit de collecte est situé à un endroit adéquat pour recueillir ce drainage.

15.11 Notions principales

- Certaines fuites de D_2O sont inévitables. Les fuites aux joints de pompe permettent de refroidir et de lubrifier les joints. Il y a des fuites autour des tiges de vanne et des garnitures de vanne, aux échangeurs de chaleur et sur d'autres pièces d'équipement.
- Le circuit de collecte de D_2O du circuit caloporteur recueille le caloporteur aux points de fuite connus et le ramène dans le CC. Ce système permet également de recueillir le D_2O provenant du drainage et des conduits d'éventage servant à l'entretien de l'équipement.
- Le taux de fuite en provenance du CC est beaucoup plus élevé qu'en provenance du circuit du modérateur. Le CC possède davantage de points de fuite et la pression du caloporteur est beaucoup plus élevée que la pression du modérateur (eau lourde).
- Le modérateur, à cause de sa teneur élevée en tritium, n'est jamais ajouté au circuit caloporteur. Le caloporteur, avec sa faible teneur en tritium mais son taux de fuite élevé, cause déjà une bonne partie des dangers associés au tritium dans la centrale.
- La teneur isotopique du caloporteur est habituellement plus faible que celle du modérateur. Le caloporteur n'est jamais

ajouté au modérateur parce qu'il appauvrirait la teneur isotopique du modérateur.

15.11.1 Système de récupération d'eau lourde du circuit caloporteur

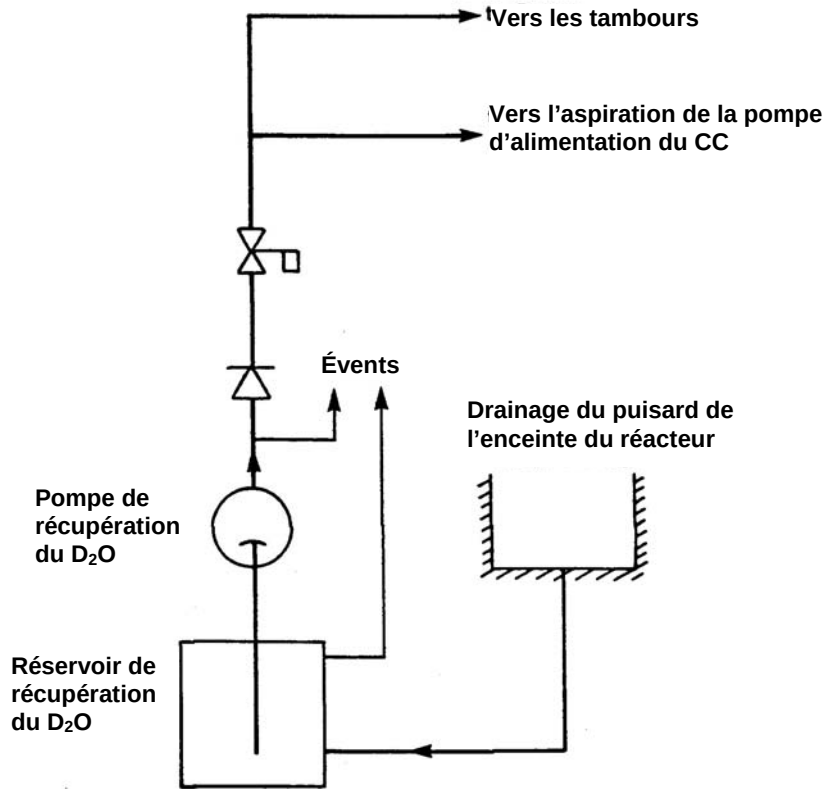


Figure 15.4
Système de récupération de D_2O du circuit caloporteur

Le système de récupération de D_2O recueille et retourne le caloporteur provenant des fuites peu importantes et modérées non prévues. Si le caloporteur n'est pas retourné, l'approvisionnement de D_2O pourrait s'épuiser. L'injection d'eau ordinaire serait alors requise pour maintenir le combustible humide, et cela risquerait de faire baisser la teneur isotopique du caloporteur.

La figure 15.4 est un graphique linéaire simple du système de récupération. Le caloporteur qui fuit est drainé vers un puisard. Le

puisard draine le liquide vers un réservoir de récupération. Une pompe de récupération transfère le caloporteur vers les pompes d'alimentation qui le retourneront vers le circuit caloporteur.

15.12 Notions principales

Le système de récupération du D_2O du CC récupère le caloporteur provenant de fuites modérées et le retourne vers le circuit caloporteur. Cela permet au D_2O de refroidir le combustible. S'il n'y a pas suffisamment de D_2O , le refroidissement par le H_2O est requis. Cela cause un appauvrissement coûteux du caloporteur.

15.13 Approvisionnement en D_2O de la machine de chargement du combustible

La machine de chargement du combustible, lorsqu'elle est attachée à un canal de combustible, devient partie intégrante de la limite de pression du circuit caloporteur. La machine de chargement du combustible possède son propre approvisionnement de D_2O ayant pour but de refroidir le combustible épuisé dans la machine de chargement du combustible.

Certaines machines de chargement du combustible injectent leur D_2O froid dans le canal pendant le chargement. Cela réduit le transfert d'impuretés radioactives provenant du circuit caloporteur vers la machine de chargement du combustible.

15.14 Notions principales

- Les machines de chargement du combustible, lorsqu'elles sont verrouillées aux canaux pendant le chargement, deviennent partie intégrante de la limite haute pression du CC.
- Le combustible épuisé dans la machine de chargement doit être refroidi. Ce caloporteur peut se mélanger avec le caloporteur du CC durant le chargement de combustible.

15.15 Exercices

1. Énumérer les fonctions des composantes suivantes pour un système de contrôle de la pression d'alimentation/de purge et pour un système doté d'un pressuriseur.
 - a) vannes d'alimentation et de purge
 - b) pompes d'alimentation
 - c) réservoir de stockage
 - d) condenseur de purge et refroidisseur de purge.
2. Préciser comment le pressuriseur contrôle la pression du système.
3. Comparer les fonctions des vannes de purge de vapeur du pressuriseur et celles des vannes de détente de pression du CC.
4. Les circuits d'épuration du modérateur et du caloporteur nettoient tous deux le D₂O et contrôlent son pH. Chacun d'eux accomplit une tâche particulière qui n'est pas requise pour l'autre système. Quelles sont ces deux tâches?
5. Comparer les fonctions du circuit de collecte de D₂O et du système de récupération de D₂O.
6. Décrire comment le joint de garniture de pompe fonctionne. Pourquoi est-il si important de filtrer les matières particulières provenant de l'approvisionnement de D₂O du labyrinthe d'étanchéité?
7. Expliquer les différences entre le circuit de collecte de D₂O du circuit caloporteur et le circuit de collecte de D₂O du modérateur dans les domaines suivants :
 - a) quantité d'eau lourde recueillie
 - b) teneur isotopique de l'eau lourde
 - c) radioactivité de l'eau lourde.
8. Pourquoi le modérateur n'est-il pas utilisé pour approvisionner la machine de chargement du combustible?

16 Le combustible CANDU

16.1 Introduction

Dans ce module, nous apprendrons comment l'on a choisi la matière première des grappes de combustible et comment les assembler de façon sûre et économique. Nous parlerons également du comportement du combustible et de certaines caractéristiques du fonctionnement d'un réacteur.

L'utilisation économique du combustible exige que les grappes produisent de l'énergie thermique continûment pendant une longue période, et ce, dans le milieu hostile du réacteur. Une bonne conception du réacteur permet d'extraire l'énergie sans rejeter de produits de fission, pendant l'exploitation normale de la centrale.

Un combustible bien conçu devrait empêcher ou limiter le rejet de produits de fission lors d'accidents. Toutefois, il n'est pas possible de concevoir un combustible qui empêcherait tout rejet, quelles que soient les circonstances. La prévention des rejets provient de l'association d'une bonne conception du carburant, de son comportement et de l'adoption de pratiques d'exploitation sécuritaires.

Parfois, une grappe de combustible se brisera pendant le fonctionnement normal. On dit que le combustible est défectueux ou qu'il est brisé, s'il laisse s'échapper des produits de fission dans le circuit caloporteur. Le terme défectuosité est général, il englobe aussi bien les petits trous dans des grappes mal usinées que de larges fissures.

On peut voir à la figure 16.1 la grappe de combustible conçue pour l'alimentation ordinaire des réacteurs CANDU : le combustible CANLUB. L'expérience de plusieurs années de fonctionnement sans problème a démontré que l'utilisation de ce combustible était sûre et économique dans le cadre d'une exploitation normale.

Jusqu'à maintenant, aucun accident n'a soumis le combustible CANDU à des conditions extrêmes. Des essais et des analyses permettent de penser que la plupart des produits de fission seront bien confinés dans ces conditions.

La grappe illustrée à figure 16.1 est principalement composée de dioxyde d'uranium (UO_2) confiné dans une gaine de zircaloy. Le zircaloy 4, l'alliage utilisé dans le combustible CANLUB, est composé de 98 % de zirconium et de 1,7 % d'étain. Le UO_2 se présente sous la forme de pastilles très denses. Chaque crayon de combustible est

formé d'un tube mince de zircaloy — la gaine de combustible — rempli de pastilles de combustible. Le nom de marque du combustible, CANLUB, provient de la mince couche lubrifiante de graphite entre la pastille et la gaine.

Un bouchon soudé à chaque extrémité du tube assure l'étanchéité de l'ensemble. L'agencement correct des crayons est assuré par les plaques d'extrémité. Des espaceurs brasés (soudés) aux crayons permettent de maintenir l'espacement prévu. Des patins brasés aux crayons externes guident la grappe dans le canal du combustible.

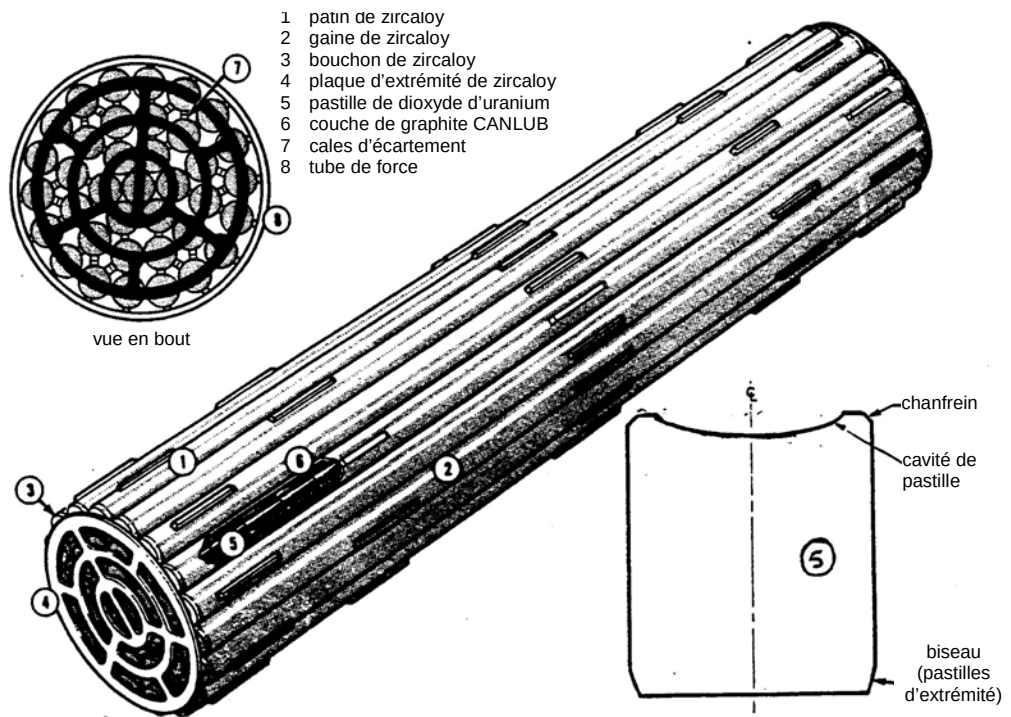


Figure 16.1
Grappe CANLUB de 37 crayons et pastille de combustible

Les grappes de 37 crayons du type montré en figure 16.1 alimentent la majorité des CANDU. La centrale de Pickering consomme des grappes formées de 28 crayons plus épais. Cependant, les grappes de 28 et 37 crayons ont les mêmes dimensions et contiennent la même quantité d'uranium.

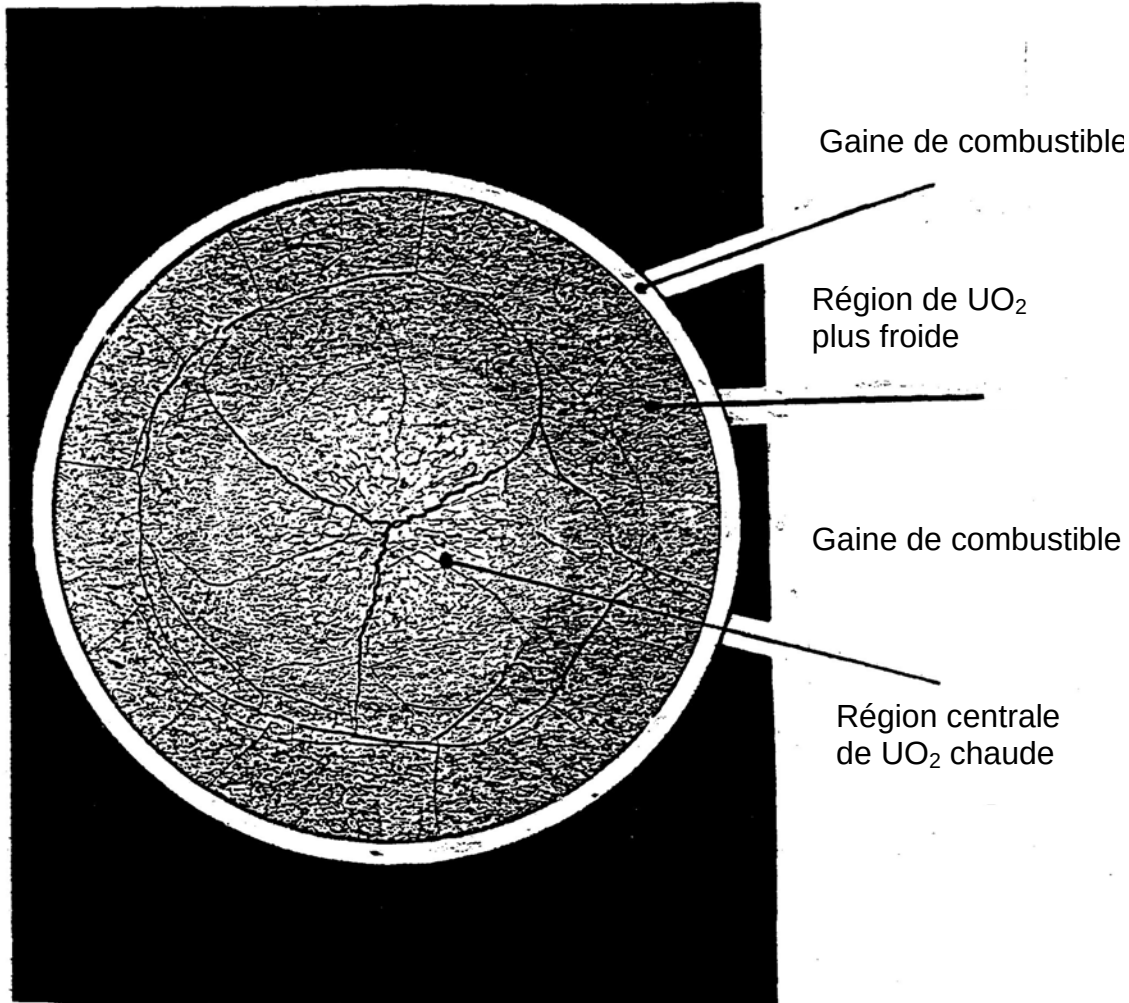


Figure 16.2
Coupe d'une pastille de combustible CANDU

16.2 Notions principales

- Le combustible brisé laisse s'échapper des matières radioactives. Pour que le réacteur fonctionne de façon sûre et économique, le combustible doit être bien conçu et bien fabriqué.
- L'exploitation sécuritaire d'un réacteur impose que le combustible ne laisse pas s'échapper de produits de fission ni

pendant l'exploitation normale ni lors d'accidents ou d'excursions de puissance.

- Une exploitation économique implique que chaque grappe contribue à la puissance thermique pendant une longue période. Les aspects économiques supposent que le réacteur fonctionne de façon sécuritaire.
- Les grappes sont composées de crayons de combustible. Ceux-ci sont composés de pastilles d'oxyde d'uranium naturel insérées dans des tubes de zircaloy scellés. Les plaques d'extrémité, les espaceurs et les patins assurent l'espacement conforme des éléments.
- Le combustible CANLUB est caractérisé par la présence d'une fine couche de graphite entre les pastilles de combustible et la gaine.

16.3 Matériau et fabrication

Lors de la conception des réacteurs, on a suggéré différents combustibles, notamment l'uranium métallique, ses alliages ou ses composés, et on a procédé à des expérimentations. La combinaison du dioxyde d'uranium (UO_2) comme matière fissile et du zircaloy pour les gaines et les éléments de structure est le choix le plus répandu pour les réacteurs de puissance commerciaux.

16.3.1 La matière fissile

Le combustible devrait posséder plusieurs propriétés particulières :

Forte concentration de matière fissile

La concentration d'uranium des pastilles de UO_2 à haute densité est moitié moindre de celle de l'uranium métallique. Le recours à l'eau lourde comme modérateur permet d'obtenir un réacteur « critique », malgré la faible concentration d'atomes fissiles dans l'uranium naturel (soit 0,7 % de ^{235}U).

L'utilisation d'autres modérateurs exige un enrichissement entre 2 et 5 % de la teneur en ^{235}U du UO_2 . Il serait possible d'utiliser l'uranium métallique naturel comme combustible et, comme modérateur, le graphite, une substance moins coûteuse. Toutefois, l'uranium métallique est un combustible difficile à utiliser, pour plusieurs raisons qui seront apparentes lorsque nous comparerons ses propriétés avec celles du dioxyde d'uranium.

On pourrait augmenter la concentration de l'isotope 235 de l'uranium naturel (0,7 %) en séparant l'uranium 238 et en l'extrayant. Un réacteur CANDU produirait plus d'énergie par gramme d'uranium 235 si l'on utilisait un combustible enrichi entre 1 et 2 %.

Une consommation plus complète de l'uranium pourrait toutefois ne pas compenser pour le coût de son enrichissement. Même sans enrichissement, le réacteur CANDU utilise 15 % moins d'uranium qu'un réacteur à l'eau légère équivalent.

Transfert efficace de la chaleur

La faible conductivité thermique du dioxyde d'uranium constitue son inconvénient principal. Ainsi, l'intérieur des pastilles est beaucoup plus chaud que leur extérieur. Dans le cœur du réacteur, la température des crayons les plus chauds d'une grappe de 37 éléments avoisine les 1800 °C et, dans une grappe de 28 éléments, les 2200 °C.

Une des extrémités de chaque pastille porte une cavité servant à accommoder l'expansion thermique. L'intérieur surchauffé de chaque pastille se dilate plus que l'extérieur. En outre — la cavité montrée à la figure 16.1 — permet d'accumuler des produits de fission gazeux.

Le dioxyde d'uranium chaud n'est pas friable. Les zones ombrées de la figure 16.2 indiquent les régions internes et externes de la pastille. Lorsque la pastille est dans le cœur du réacteur, la région intérieure de la pastille ne contient pas de fissures. Les contraintes thermiques causent l'apparition de fissures radiales permanentes dans la partie externe de la pastille. Ces fissures peuvent exercer une contrainte sur la gaine, mais il est peu probable qu'elles conduisent au bris du combustible dans les conditions normales.

Confinement des produits de fission

Le dioxyde d'uranium conserve dans sa structure 95 % des produits de fission. La plupart des produits de fission libérés proviennent de la région chaude au cœur de la pastille. Ils se diffusent par les fissures dans la partie plus froide des pastilles et s'échappent dans les cavités entre les pastilles. Une partie des substances libres s'échappera si le crayon de combustible se brise.

La pastille est la première barrière contre la libération de produits de fission. Même un rejet de seulement 5 % n'est pas acceptable. Par exemple, l'explosion d'un des réacteurs à Tchernobyl a libéré dans l'atmosphère entre 5 et 10 % des produits de fission du cœur.

Compatibilité chimique avec l'environnement

Le dioxyde d'uranium résiste mieux à la corrosion que la plupart des matériaux. En revanche, l'uranium métallique chaud est très corrosif s'il est plongé dans l'eau chaude. Les réacteurs commerciaux à l'uranium métallique sont refroidis par du gaz et modérés par du graphite. Le dioxyde d'uranium ne réagit pas avec le matériau de sa gaine. Si elle se brise, le UO_2 réagit faiblement avec l'eau. Dans des conditions normales, la corrosion ne constitue pas un problème.

Le dioxyde d'uranium réagit avec l'oxygène, ce qui pourrait constituer un problème si, après un accident de réacteur, l'air entrainé en contact avec les pastilles de combustible. Le bris des pastilles libérerait des produits de fission.

Température élevée de fusion

La température de fusion du dioxyde d'uranium est très élevée, elle dépasse les 2700°C . Cet avantage compense l'inconvénient de sa faible conductivité thermique. Bien que la température au centre de la pastille soit élevée, il existe une grande marge entre la température normale de fonctionnement et la température de fusion.

En cas d'accident, la surface de la grappe peut être recouverte de vapeur ce qui réduit le transfert de chaleur et provoque la fusion du centre des pastilles de dioxyde d'uranium. Dans ces conditions, deux phénomènes peuvent causer le bris des crayons de combustible : la contrainte exercée sur la gaine par l'expansion thermique du UO_2 fondu et la perforation de la gaine en contact avec le UO_2 fondu. Il est essentiel que le combustible soit toujours *mouillé*, parce que le refroidissement à l'eau en prévient normalement le bris.

Stabilité dans le cœur du réacteur

Le dioxyde d'uranium reste stable même s'il est soumis à de fortes variations de températures ou à un rayonnement intense de neutrons et de rayons gamma. Certaines substances réagissent mal au rayonnement.

Le principal inconvénient de l'uranium métallique est qu'il change de forme et de volume lorsqu'il est irradié dans un réacteur. Le premier réacteur de puissance commercial, à Calder Hall au Royaume-Uni consommait de l'uranium métallique. Le combustible était fait d'uranium métallique naturel moulé, recouvert d'un alliage de magnésium. Puisque l'on devait retirer systématiquement le combustible avant qu'il ne soit déformé, le séjour trop court du combustible rendait trop onéreuse la consommation de l'uranium métallique.

Facilité de fabrication

Le dioxyde d'uranium est une poudre noire chimiquement inerte. On prépare les pastilles de UO_2 compressées avec un poinçon et une matrice à découper. À ce stade, elles sont à la fois trop grosses, trop délicates et insuffisamment denses pour être utilisées comme combustible. Le frittage de ces pastilles à haute température dans une atmosphère d'hydrogène réduit leur volume de 25 % et produit des pastilles « cérames », denses et solides. Elles sont soumises à un polissage qui leur donnera leur taille définitive et qui facilitera le contact thermique avec la gaine.

À titre de comparaison, la fabrication de combustible métallique est plus complexe et, conséquemment, plus onéreuse. On peut machiner l'uranium métallique, mais les tournures s'enflamment spontanément au contact de l'air et la limaille et la poussière sont dangereuses, car l'uranium métallique est chimiquement toxique en plus d'être radioactif.

16.3.2 Le matériau de la gaine

La gaine du combustible est la seconde barrière contre le rejet des produits de fission. Le zircaloy présente les propriétés désirées.

Faible absorption des neutrons

Le zircaloy absorbe peu les neutrons. La plupart des autres substances doivent être éliminées à cause de leur section efficace élevée. Le fer, par exemple, a de bonnes propriétés structurelles, mais absorbe trop de neutrons. Une trop grande absorption implique une plus grande consommation de combustible.

Résistance mécanique

En condition normale d'exploitation, la rigidité et la ductilité du zircaloy sont bonnes. L'aluminium pourrait aussi être un bon matériel pour les gaines. Il est moins cher, mais ne résiste pas bien aux températures élevées.

Lorsqu'ils sont soumis à des changements de température, le dioxyde d'uranium et la gaine ne se dilatent pas et ne se contractent pas dans les mêmes proportions. Le frottement du combustible sur la gaine peut étirer et affaiblir cette dernière. Dans le combustible CANLUB, une fine couche de graphite, disposée entre les pastilles et la gaine réduit la friction et les contraintes exercées sur la gaine.

Le zircaloy s'affaiblit aux températures élevées. Il fond à une température supérieure à 1800 °C, mais commence à s'affaiblir au-dessus de 1000 °C. À basse température, sous 1500 °C environ, il

devient cassant. Les gaines de combustible irradié sont particulièrement fragiles. C'est pourquoi on ne devrait jamais retirer du combustible d'un cœur froid.

Bonne conductivité thermique

La gaine de zircaloy a une bonne conductivité thermique. Cependant, l'espace entre les pastilles et la gaine entrave l'évacuation de la chaleur. En condition normale, la pression du circuit caloporteur plaque la gaine contre la surface douce des pastilles. La couche de graphite CANLUB peut améliorer le contact thermique.

Un accident peut diminuer la capacité d'évacuation de la chaleur de certains crayons de combustible. Si la pression du circuit caloporteur est basse, la pression des gaz accumulés dans le crayon peut soulever la gaine et la détacher des pastilles. Seules les vieilles grappes contiennent assez de produits de fission gazeux pour produire un tel décollement. Le gaz soumis aux températures élevées découlant d'un accident se dilate et déforme la gaine.

Lors d'un *accident de perte de réfrigérant primaire* (APRP) grave, les contraintes mécaniques causeront des bris du combustible. Les contraintes proviennent de la pression des gaz enfermés ou de l'expansion thermique du dioxyde d'uranium. Lors d'un accident, la combinaison de cette pression mécanique et de l'affaiblissement de la gaine à haute température provoque le bris du combustible.

Compatibilité chimique du combustible et du caloporteur

Aux conditions normales d'exploitation, le zircaloy résiste bien à la corrosion par l'eau. Il est compatible chimiquement avec le dioxyde d'uranium, mais est corrodé par certains produits de fission. La couche de graphite CANLUB retient certains des produits de fission les plus corrosifs, ce qui protège partiellement la gaine de l'agression chimique.

Lors d'un accident, la vapeur très chaude oxyde rapidement la gaine de zircaloy. Puisque l'oxydation rend la gaine cassante, le combustible peut se briser lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire.

16.4 Notions principales

- Le dioxyde d'uranium (UO_2) est une substance céramique noire, facile à fabriquer.
- Le dioxyde d'uranium résiste aux conditions intenses de température et de rayonnement dans le cœur du réacteur.

- Le dioxyde d'uranium est chimiquement compatible avec le matériau de la gaine et le caloporteur chaud.
- La pastille de combustible est la première barrière contre le rejet de produits de fission. La matrice céramique du UO_2 retient 95 % des produits de fission.
- La concentration d'uranium dans le UO_2 est la moitié de celle de l'uranium métallique. Cette concentration est suffisante pour permettre le fonctionnement d'un réacteur modéré, sans qu'il soit nécessaire de l'enrichir.
- À cause de la faible conductivité thermique du dioxyde d'uranium, le combustible est porté à une température élevée, ce qui est acceptable étant donné la haute température de fusion de ce composé.
- La gaine du combustible constitue la seconde barrière contre le rejet de produits de fission. Le zircaloy possède la meilleure combinaison de caractéristiques nécessaires pour une bonne gaine de combustible.
- Le zircaloy présente une faible section efficace d'absorption de neutron, une bonne résistance mécanique et une conductivité thermique adéquate.
- En condition normale, le zircaloy résiste à la corrosion.
- Une mince couche de graphite disposée entre les pastilles et la gaine réduit les interactions chimiques et mécaniques destructives entre ces composantes.
- À basse température, le zircaloy est cassant. Le déplacement du combustible dans un cœur chaud pourrait le briser.
- À haute température, le zircaloy s'affaiblit. En outre, la vapeur chaude l'oxyde ce qui le rend cassant.

16.5 Manutention du combustible

16.5.1 Manipulation du combustible frais

La céramique de dioxyde de d'uranium est cassante et peut s'écailler si l'on manipule brutalement les grappes. Les éclats ou les bords écaillés sont pointus et peuvent transpercer la gaine.

En ajoutant des grappes fraîches, on ne devrait pas introduire de contaminants dans le circuit caloporteur, ce qui pourraient augmenter la corrosion ou endommager, par érosion, le combustible ou le circuit. De petits éclats entraînés dans l'écoulement turbulent des canaux de combustible ont déjà perforé des gaines.

Pour éviter les problèmes susmentionnés, on devra prendre les précautions suivantes lors de la manipulation du combustible frais :

- a) On conservera les grappes dans leur conteneur d'origine, sur leur palette d'expédition jusqu'à ce que l'on soit prêt à les charger dans le cœur. Des accéléromètres attachés au conteneur d'expédition permettent de vérifier, avant l'introduction des grappes, si elles ont reçu des chocs violents pendant leur manutention.
- b) On déballera les grappes par groupe et on les inspectera. On manipulera les grappes horizontalement, puisque les pastilles pourraient s'entrechoquer et s'écailler si l'on retourne les grappes.
- c) Lors de l'introduction de la grappe, on veillera à ne pas l'exposer à l'écoulement transversal du caloporteur dans le raccord d'extrémité plus longtemps que la période maximale prévue. On ne devra pas introduire dans le réacteur une grappe ayant subi des vibrations excessives.
- d) Avant de choisir une grappe pour alimenter le réacteur, on devra contrôler avec soin ses dimensions. Si son diamètre externe est trop petit, l'écoulement du caloporteur la fera vibrer dans le canal de combustible ce qui pourrait entraîner l'écaillage des pastilles ou n'endommagera pas, par frottement, la gaine ou le tube de force. Si le diamètre est trop large, il faudra exercer une force excessive pour mouvoir la grappe. Les tubes de force étant légèrement fléchis, une grappe trop grosse pourrait se coincer lorsqu'on la fera glisser.
- e) On nettoiera les grappes de la poussière visible avec un linge propre afin de ne pas introduire de contaminants dans le circuit caloporteur.
- f) Pour éviter la contamination de la sueur, on manipulera les grappes avec des gants de coton propres.

- g) On charge le combustible frais à la main dans le système d'alimentation en combustible frais. Ce système de transfert charge la grappe dans la machine de chargement du combustible au travers d'un hublot blindé.

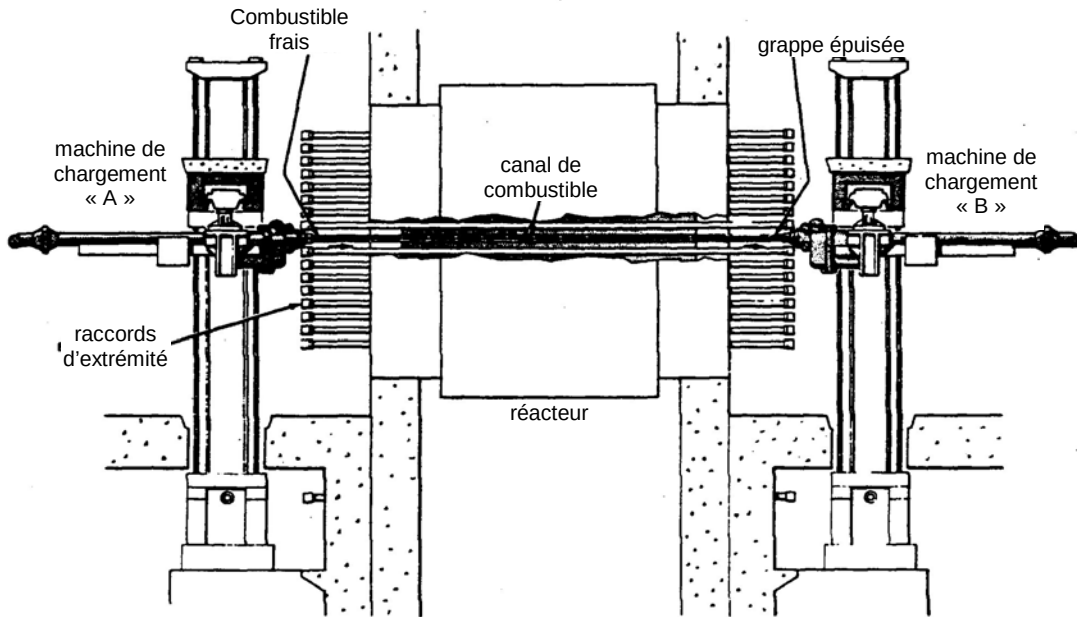


Figure 16.3
Utilisation des machines de chargement

16.5.2 L'alimentation

L'alimentation d'un réacteur CANDU est une activité routinière. Un couple de machines de chargement télécommandées insère une grappe fraîche et retire une grappe épuisée pendant que le réacteur fonctionne. On peut voir à la figure 16.3 l'alignement des deux machines avec le tube de combustible.

Les deux machines s'alignent de part et d'autre du réacteur. Chaque machine est munie d'un bec qui se verrouille sur le raccord d'extrémité du canal que l'on doit alimenter. Lorsque le raccord est hermétique, on augmente la pression à l'intérieur des machines jusqu'à ce qu'elle soit égale à celle du circuit caloporteur.

Derrière le bec de la machine, on trouve un barillet rotatif percé de chambres et analogue au barillet d'un revolver. Chaque machine est

dotée d'un outil, le ringard qui permet de retirer la plaque d'obturation et le bouchon d'extrémité avant l'avitaillement du réacteur. Pendant cette opération, le barillet conserve la plaque et le bouchon.

Dans chaque machine, différentes chambres du barillet contiennent des paires de grappes fraîches. Les chambres en vis-à-vis de l'autre machine sont vides. Le ringard insère deux grappes fraîches à la fois, et pousse les grappes irradiées dans la chambre vide de l'autre machine.

Après l'avitaillement, le ringard replace la plaque et le bouchon et les deux machines sont dégagées du canal.

L'une ou l'autre machine peut recevoir ou charger des grappes. Le sens de déplacement des grappes alterne d'un canal voisin à l'autre. Selon le modèle de réacteur, l'alimentation en combustible se fait dans le même sens que l'écoulement du fluide caloporteur, ou dans le sens opposé.

Normalement, à chaque visite, on remplace entre quatre et huit grappes par canal. Les ingénieurs en alimentation peaufinent la stratégie d'alimentation. L'alimentation de chaque canal nécessite normalement entre deux et trois heures. À pleine puissance, entre 100 et 140 grappes sont consommées chaque semaine (environ une douzaine de canaux sont avitaillés).

16.5.3 Manutention du combustible irradié

La désintégration des produits de fission porte le combustible irradié à une haute température. Les grappes qui viennent d'être retirées sont donc très chaudes. Le refroidissement à l'eau des grappes se poursuit au cours de leur déchargement, de leur transfert et pendant leur stockage. En effet, un contact de quelques minutes à l'air suffirait à les endommager.

Le combustible tiré du réacteur est mortellement radioactif. On doit le manutentionner à distance dans une enceinte blindée. La machine de chargement sort le combustible épuisé qui est pris en charge par un appareillage télécommandé. Le système de transfert du combustible épuisé déplace les grappes aux installations blindées pour le stockage du combustible épuisé. Le stockage dans l'eau assure à la fois le blindage et le refroidissement.

Le combustible épuisé, une fois refroidi, est cassant. On réduit sa manutention en le plaçant dans des plateaux qui serviront également à son stockage.

On devrait retirer le combustible défectueux du réacteur, car l'y laisser entraînerait une augmentation des défauts, ce qui pourrait se traduire par plusieurs conséquences graves. En effet, le rejet de produits de fission dans le caloporteur accroît l'intensité du rayonnement subi par le personnel de la centrale. À cause de la plus grande intensité du rayonnement, les travailleurs ne pourront pas passer autant de temps dans la centrale ce qui entraîne une augmentation du coût du travail routinier dans la centrale.

Une concentration élevée de produits de fission dans le liquide caloporteur accroît les risques d'un rejet auquel le public serait soumis. Une concentration trop élevée d'iode 131 entraînerait la fermeture de la centrale.

La contamination du fluide et du circuit caloporteur augmente le rayonnement de fond et complique la détection et la localisation de la prochaine défectuosité.

Une fois que l'on a retiré la grappe endommagée, elle est enfermée dans un conteneur scellé, rempli d'eau. Comme les grappes intactes, elle sera ensuite stockée sous l'eau, aux fins de blindage et de refroidissement.

Le permis d'exploitation de la centrale impose une limite à la quantité de produits de fission radioactifs dans le caloporteur.

16.6 Combustible appauvri et aplanissement du flux neutronique

Dans les centrales, on utilise parfois du combustible CANLUB appauvri dans un but particulier. Les grappes de combustible appauvri sont identiques aux grappes d'uranium naturel mais, alors la concentration en ^{235}U de ces dernières atteint 0,7 %, elles n'en contiennent que 0,4 ou 0,5 %.

En cours de fonctionnement normal, sur une longue période, l'exposition du combustible aux neutrons varie d'un endroit à l'autre du réacteur. Pour égaliser la disponibilité des neutrons dans le cœur, l'ingénieur responsable de son alimentation choisit le moment où l'on remplacera des grappes et dans quel emplacement les insérera-t-on. Ce travail s'appelle l'aplanissement du flux. Parce que le combustible plus vieux absorbe inutilement un grand nombre de neutrons, on le laisse plus longtemps dans les régions du cœur où le flux de neutron est spontanément plus élevé. On insère le combustible frais, dont le nombre de fissions par neutron est plus élevé, dans les régions où le flux de neutron est moins élevé.

On utilise du combustible appauvri pour aplanir le flux dans les réacteurs récemment avitaillés. Dans un réacteur nouveau ou dont on a changé les tubes, tout le combustible est frais. Pendant le premier, voire le deuxième mois de fonctionnement, le contenu en uranium du cœur est élevé. L'élaboration de produits de fission qui absorbent les neutrons est longue. Au départ, la concentration de plutonium fissile augmente rapidement puisque aucune grappe très irradiée ne peut aplanir le flux. Pour aplanir le flux, on insère habituellement une grappe de combustible appauvri près du milieu de chaque canal au milieu du cœur.

Afin d'aplanir le flux, lorsque l'on retire une grappe endommagée d'un canal, on place souvent une grappe appauvrie. Remplacer le combustible avant qu'il soit épuisé provoque souvent l'apparition d'un « point chaud ». L'ingénieur responsable de l'alimentation choisit où l'on devra insérer les grappes appauvries. On place l'uranium appauvri dans les canaux, afin de maintenir une production constante d'énergie.

On ne remplace pas dans le canal, le combustible irradié que l'on doit retirer pour prélever la grappe endommagée : le combustible irradié pourrait être endommagé s'il est soumis à trop de manipulations.

16.7 Notions principales

- On manipule le combustible frais à l'horizontale, avec des gants de coton. On doit enlever la poussière visible avec un linge propre. La manipulation méticuleuse des grappes permet de réduire l'écaillage des pastilles et l'endommagement des gaines, elle prévient également la contamination chimique.
- On ne peut laisser une nouvelle grappe dans l'écoulement transversal du caloporteur, plus que pendant un temps limité : les vibrations causées par l'écoulement transversal pourraient écailler les pastilles.
- Pour prévenir les dommages aux tubes de force et aux grappes, il est important que les dimensions de ces dernières soient exactes. Les grappes trop petites vibreront dans le canal. Les grappes trop serrées exigent une force excessive pour les déplacer dans les canaux.
- L'alimentation est réalisée à l'aide de deux machines de chargement qui se verrouillent de part et d'autre des canaux. Une machine insère la grappe fraîche et l'autre reçoit la grappe irradiée.

- Une machine de chargement comporte un bec, un barillet rotatif et un ringard. Un bec permet de relier la machine de chargement au canal. Le ringard retire la plaque, le bouchon et les grappes de combustible et les place dans une chambre du barillet.
- Le combustible irradié doit être refroidi et être placé dans un blindage. Puisque le combustible irradié est cassant, on doit le manutentionner le moins possible. On dispose le combustible irradié sur les plateaux pour son stockage sous l'eau. Les grappes endommagées sont placées dans des contenants scellés avant d'être stockées sous l'eau.
- Les produits de fission issus de grappes endommagées augmentent la dose de rayonnement subie par le personnel de la centrale et rendent plus difficile la détection et la localisation d'autres grappes défectueuses. De fortes concentrations de produits de fission entraînent l'arrêt du réacteur afin de réduire le risque couru par le public.
- Pour aplanir le flux neutronique, l'ingénieur chargé de l'alimentation utilise du combustible appauvri, dont la concentration en ^{235}U est de 0,4 ou 0,5 %, plutôt que 0,7 %. Le recours à ce combustible est nécessaire si le réacteur ne contient que du combustible frais. On ajoute aussi ces grappes appauvries lorsque l'enlèvement d'une grappe défectueuse entraîne le rechargement prématuré d'un canal.

16.8 Exercices

1. Le texte mentionne les propriétés désirables du combustible : la teneur en matière fissile et les caractéristiques de la gaine. Pour chacune de ces propriétés mentionnées, précisez si elle est importante pour des raisons économiques ou de sûreté en conditions normales.
2. Pour chacune des propriétés pour lesquelles, en réponse à la question 1, vous avez indiqué qu'elles concernaient la sûreté du fonctionnement, indiquez comment le combustible se comporterait en cas d'accident.
3. Pendant l'exploitation normale, comment la couche de graphite CANLUB prévient-elle les dommages au combustible CANDU?
4. Donnez deux raisons pour lesquelles on utilise du combustible appauvri.
5. Quelles sont les trois conséquences sur le fonctionnement d'une centrale de ne pas recharger un canal qui contient une grappe endommagée?
6. Décrivez comment l'on recharge un canal, en n'oubliant pas le déchargement du combustible irradié.
7. Comparez la manutention de grappes fraîches et épuisées.

17 Cycle de vie des neutrons

Un neutron de type courant, de la naissance comme neutron de fission instantané jusqu'à l'absorption dans le combustible, survit environ 0,001 s (durée de vie du neutron) dans un réacteur CANDU. Au cours de cette courte vie, il se déplace sur environ 25 cm en ralentissant, puis sur 30 cm en diffusion, avant d'être absorbé par le combustible.

Pendant son voyage, il se diffuse habituellement 120 ou 130 fois, dont 36 fois pour se thermaliser. Si un neutron n'est pas absorbé dans le combustible, alors une des interactions précédentes l'absorbe, ou il peut s'échapper dans le blindage. La figure 17.1 donne un aperçu des destins les plus probables du neutron. Le reste du chapitre examine chacun des destins possibles du neutron.

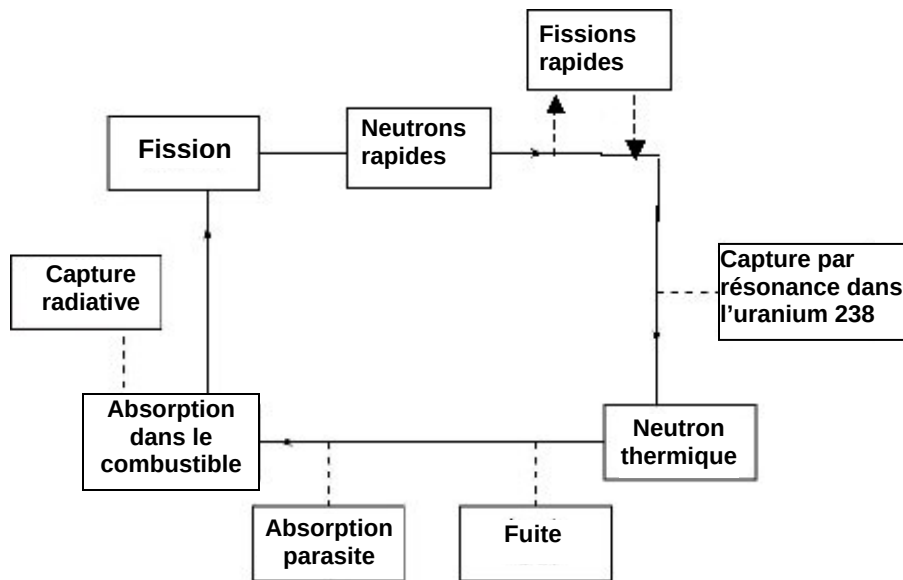


Figure 17.1
Cycle de vie d'un neutron

14.1 Absorption dans le combustible à l'équilibre

Le combustible d'uranium naturel (UO_2) après que le réacteur a été exploité pendant un certain temps, contient de l'uranium 235, de l'uranium 238, différents isotopes du plutonium et divers produits de fission. La composition globale du combustible change très peu pendant l'exploitation parce que l'on retire continuellement le combustible épuisé et on le remplace par du combustible neuf.

Plus de 50 % des neutrons thermiques absorbés dans le combustible à l'équilibre ne subissent qu'une capture radiative. Les autres neutrons

thermiques (presque 50 %) causent la fission de l'uranium 235 ou du plutonium 239. Le résultat net est que nous obtenons environ 1,2 neutron rapide par neutron thermique absorbé dans le combustible. En fait, si 100 neutrons thermiques entraînent dans le combustible, on obtiendrait 120 neutrons rapides en retour.

17.1 Fission rapide

Un compte exact de l'absorption des neutrons dans le combustible comprend les interactions entre les neutrons rapides (> 2 MeV) et l'uranium 238. L'uranium 238 ne peut pas fissionner avec un neutron thermique, mais la fission de l'uranium 238 peut survenir avec des neutrons rapides (*fission rapide*). Ce processus rare serait normalement dénué de sens, mais cela revêt une certaine importance, car le cœur contient une grande quantité d'uranium 238. La fission rapide augmente légèrement le nombre de neutrons rapides par rapport à ceux produits par la fission thermique à elle seule.

L'effet le plus important de la présence d'uranium 238 dans le cœur est la capture par résonance. Ce phénomène est suffisamment important pour que l'on y consacre un paragraphe.

17.2 Capture par résonance

L'uranium 238 possède des pics d'absorption extrêmement élevés dans la plage d'énergie allant d'environ 10 eV à 1 keV, avec des sections efficaces aussi élevées que 6000 barns. La plupart des neutrons qui retournent dans le combustible tout en demeurant dans cette plage d'énergie sont absorbés.

Cela représente la perte de neutrons la plus importante dans un CANDU; environ 10 % des neutrons rapides subissent la capture par résonance lorsqu'ils sont thermalisés.

17.3 Absorption parasite

Un neutron thermique absorbé par un autre élément que l'uranium 235 n'est pas disponible pour causer la fission. Tous les éléments suivants peuvent absorber des neutrons thermiques :

- gaine du combustible
- caloporteur, modérateur et réflecteur
- tubes de force et tubes de calandre
- tubes guides dans le cœur et dispositifs de mesure dans le cœur

- barres diverses et compartiments de zone de contrôle.

Au total, les matières contenues dans cette liste absorbent environ 7,5 % des neutrons, dont la plupart sont absorbés par le modérateur et les tubes de force.

17.4 Fuite

Lorsque le neutron se propage sur environ 40 cm depuis sa naissance jusqu'à sa mort, il peut atteindre la limite du réacteur et s'enfuir pour ne jamais revenir.

Dans un réacteur CANDU, la fuite représente environ 2,5 % des pertes de neutrons.

Il existe trois facteurs importants qui ont une incidence sur les fuites : taille du réacteur, forme du réacteur et phénomènes se produisant à la limite. Le concepteur peut ajuster ces effets, tel que décrit ci-après, afin de réduire les fuites dans le blindage.

17.5 Taille et forme

La figure 17.2 illustre trois réacteurs sphériques. Si certains neutrons parcourent une distance de 50 cm, un neutron né à l'un ou l'autre des emplacements du réacteur « A » a la possibilité de s'échapper. À mesure que l'on augmente la taille du réacteur jusqu'à la taille « B », les neutrons nés à l'intérieur du cercle tireté ne s'échappent pas habituellement avant d'avoir été capturés. En augmentant la taille jusqu'à « C », un faible pourcentage de neutrons peut s'échapper.

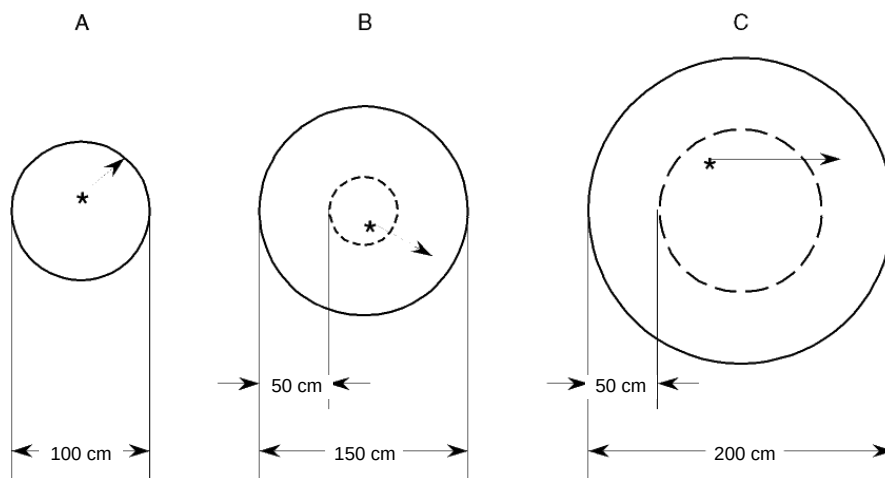


Figure 17.2
Effet de la taille

Des arguments semblables peuvent être invoqués en ce qui concerne la forme du réacteur. Il peut être démontré que pour un volume donné de combustible et de modérateur, une sphère comporte toujours le pourcentage de fuite le plus faible. Mais une sphère n'est pas une forme pratique du point de vue technique. Plutôt, nous utilisons un cœur de réacteur cylindrique qui possède un diamètre légèrement supérieur à sa longueur. La forme réelle est un compromis entre des considérations techniques et nucléaires.

17.6 Réflecteurs

L'autre élément qui a une incidence sur les fuites est le comportement du neutron lorsqu'il atteint la limite du réacteur. En entourant le réacteur d'une matière qui « fait rebondir » certains neutrons de fuite de manière à les retourner au réacteur, la perte due aux fuites est réduite. Nous appelons ce matériau un réflecteur.

Le réflecteur idéal possède une probabilité élevée de diffusion des neutrons et une faible probabilité d'absorption. Ces propriétés sont partagées avec le modérateur, alors le réflecteur est pour ainsi dire une extension du modérateur, tel qu'indiqué à la figure 17.3.

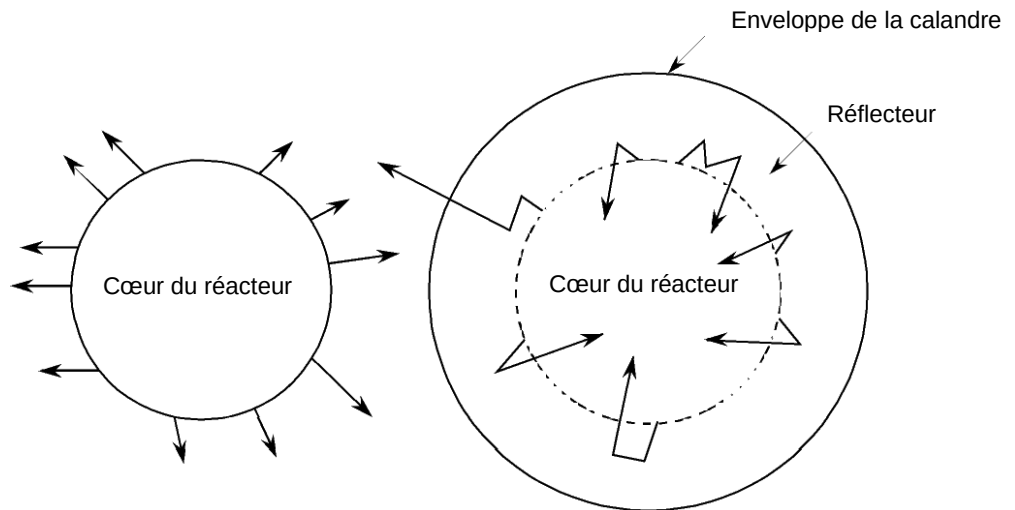


Figure 17.3
Emplacement du réflecteur

La zone entre la région du combustible (indiquée par le trait tireté) et l'enveloppe de la calandre sert de réflecteur.

Un autre effet du réflecteur est qu'il aide à aplanir le flux. Les neutrons qui sont arrêtés s'ajoutent au flux dans une région où le flux est

naturellement faible. Cet *aplanissement du flux* permet aux grappes se trouvant près du bord du cœur d'augmenter leur contribution à la puissance de sortie, sans augmenter la puissance imputable aux grappes dans la région de flux élevé.

17.7 Cycle global

Environ 20 % des neutrons sont perdus (10 % par capture par résonance, 7,5 % par absorption parasite et 2,5 % par fuite) et ne retournent pas au combustible. Environ la moitié de ceux qui restent (c.-à-d. 40 %) causent des fissions, et la fission produit 2,5 neutrons, ce qui totalise 100 %.

D'un autre point de vue, supposons que 100 neutrons thermiques sont absorbés dans le combustible. Cela produit une nouvelle génération de 120 neutrons rapides, augmentée de 123 neutrons par fission rapide. Une perte de 23 neutrons contribue à la perte de 20 %. Cela laisse 100 neutrons thermiques qui seront absorbés dans le combustible, alimentant la production d'énergie continue dans le réacteur. L'absorption parasite peut être ajustée afin de maintenir la puissance régulière et de changer le nombre de neutrons dans le cycle de manière à ce que la puissance puisse être augmentée ou diminuée.

17.8 Exercices

1. Décrire le cycle de vie d'un neutron.
2. Décrire chaque destin possible d'un neutron.
3. Pourquoi les réacteurs comportent-ils des réflecteurs?

18 Criticité et multiplication de neutrons

Dans la réaction en chaîne illustrée à la figure 18.1, un seul neutron est disponible chaque fois pour causer la fission. Par conséquent, le nombre de fissions qui se produisent par seconde demeure constant.

La puissance produite dépend du nombre de fissions par seconde. Si un réacteur produit un watt de puissance de manière régulière, alors $3,1 \times 10^{10}$ fissions se produiront chaque seconde. $3,1 \times 10^{10}$ neutrons sont disponibles suite à ces fissions pour produire $3,1 \times 10^{10}$ fissions durant la seconde suivante, et ainsi de suite. Il n'y a aucune multiplication des neutrons.

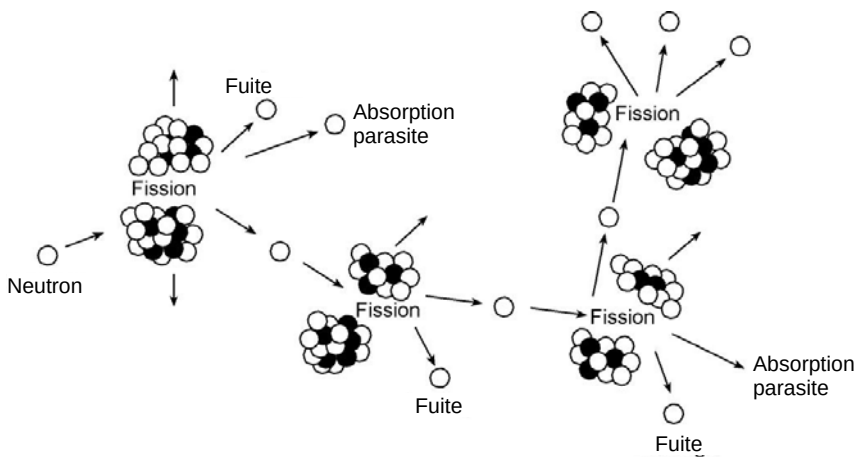


Figure 18.1
Réaction en chaîne

Lorsque la réaction en chaîne est entretenue de cette manière, le niveau de puissance est régulier et l'on dit du réacteur qu'il est critique. Si la puissance augmente ou diminue, le taux de production de neutrons n'est plus constant.

Le facteur de multiplication de neutrons, k , basé sur le cycle des neutrons dont nous avons parlé dans le chapitre précédent, est utilisé pour suivre la production de neutrons.

$$k = \frac{\text{Nombre de neutrons dans une génération}}{\text{Nombre de neutrons de la génération précédente}}$$

Un réacteur nucléaire peut fonctionner avec une puissance régulière, qui augmente ou qui diminue. Pour illustrer comment ces trois états différents sont décrits par le facteur de multiplication, supposons que nous débutons avec 100 neutrons, qui constituent la première génération. L'absorption et les fuites éliminent certains de ces neutrons. Ceux qui restent sont disponibles pour la fission. Après un certain temps, le temps de génération, ces neutrons causent la fission et les neutrons de la deuxième génération sont produits.

Si $k = 1$, il y a 100 neutrons au début de la deuxième génération, 100 à la troisième, et ainsi de suite et les fissions se poursuivent au même taux qu'au début. La puissance est régulière et le réacteur est à l'état critique.

À noter que le réacteur peut être critique à n'importe quel niveau de puissance.

Si $k > 1$ (supérieur à un), disons 1,05, les 100 neutrons de la première génération produisent $100 \times 1,05 = 105$ neutrons au début de la génération suivante. Cela augmente encore dans la troisième génération et dans les générations subséquentes, ce qui mène à un nombre plus élevé de fissions induites et, par conséquent, à une population de neutrons plus grande. Après 100 générations, par exemple, le nombre de neutrons présents serait de 13 150 ($100 \times 1,05^{100}$). On peut comparer ces calculs aux intérêts composés qui s'accumulent dans un compte de banque à intérêt quotidien. Quelques neutrons peuvent initier une réaction de fission en chaîne. La puissance augmente et le réacteur devient supercritique.

Dans cet exemple, avec $k = 1,05$, la puissance a augmenté 131 fois en environ un dixième de seconde. Ce taux est trop rapide pour contrôler la réaction et, dans la pratique, le facteur de multiplication ne devrait jamais devenir aussi élevé.

Si $k < 1$ (inférieur à un), 0,95 par exemple, le nombre de neutrons passe de 100 à 95 dans la deuxième génération. Dans ce cas, les 100 neutrons originaux diminuent à un à environ 90 générations ($100 \times 0,95^{90}$). La réaction en chaîne ne peut pas être entretenue dans ces conditions. À mesure que la population de neutrons diminue, le nombre de fissions et la puissance diminuent également. Le réacteur est alors sous-critique.

Le terme réactivité (Δk) est souvent utilisé à la place du facteur de multiplication des neutrons k . Il est défini par l'équation suivante :

$$k = 1 + \Delta k$$

k est toujours proche de 1, alors Δk peut prendre une valeur positive ou négative. Nous pouvons dire que le réacteur est :

critique, si	$\Delta k = 0$;
supercritique, si	$\Delta k > 0$ (réactivité positive)
sous-critique, si	$\Delta k < 0$ (réactivité négative)

La réactivité (Δk) est habituellement exprimée en milli- k , où $1 \text{ mk} = 10^{-3} k$.

Exemple :

$$\begin{aligned} \text{Soit } k &= 1,004 \\ \Delta k &= 1,004 - 1 \\ &= 0,004 \text{ ou } 4 \text{ mk} \end{aligned}$$

Il est important de préciser que ni k ni Δk ne permettent d'obtenir des renseignements sur le niveau de puissance dans le réacteur. Il nous renseigne seulement sur le fait que le niveau de puissance est constant, qu'il augmente ou qu'il diminue.

18.1 Contrôle de la réactivité

La réactivité doit être contrôlée pour trois raisons principales :

1. Cela maintient le réacteur critique et le niveau de puissance régulier;
2. Cela augmente ou diminue la puissance à un taux contrôlé afin de répondre à la demande;
3. Cela permet de réduire rapidement la puissance en cas d'excursion de puissance.

Il doit toujours y avoir une réactivité positive en excès disponible dans les cas où nous avons besoin d'augmenter la puissance. Plusieurs éléments influencent la réactivité en excès, comme la combustion de l'uranium 235, la production de plutonium 239, la production de produits de fission absorbeurs de neutrons et les changements dans la température du combustible, du caloporteur et du modérateur. Avant d'expliquer comment ajuster Δk , nous allons discuter des effets de la combustion du combustible qui causent de lents changements de la réactivité à long terme. Les effets des produits de fission et de la température sont examinés dans d'autres chapitres plus loin.

La figure 18.2 illustre l'effet de la combustion de l'uranium 235 et de l'accumulation de plutonium 239. Le graphique suppose un réacteur rempli de combustible neuf au jour zéro.

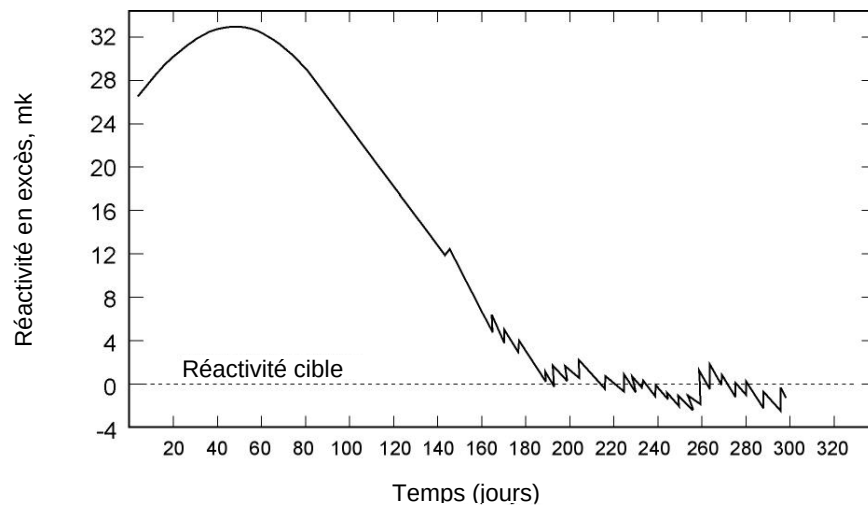


Figure 18.2
Réactivité en excès

Comme le réacteur est exploité avec production de puissance, des atomes fissiles sont consommés, ce qui fait baisser la réactivité. Lorsque la réactivité globale s'approche de zéro, les atomes fissiles doivent être remplacés au taux auquel ils ont été consommés (rechargement de combustible en cours d'exploitation).

On aurait pu ne pas s'attendre à l'accroissement de réactivité constaté au cours des premiers mois. Cette augmentation survient parce que le plutonium 239 est produit initialement plus rapidement que l'uranium 235 est consommé. La production nette de plutonium 239 s'atténue après un ou deux mois, lorsque la fission du plutonium 239 devient importante, de manière à ce que la matière fissile ne soit pas remplacée aussi rapidement que la combustion et que la diminution de réactivité. L'augmentation graduelle des absorbeurs de neutron dans le combustible accentue la diminution de réactivité. En exploitant le réacteur, nous devons ajuster la réactivité afin de compenser ces changements de réactivité.

Il existe trois moyens de contrôler la réactivité :

1. Ajuster la quantité de matière fissile dans le réacteur.
2. Ajuster la quantité d'absorbeur dans le réacteur.
3. Ajuster les fuites de neutron provenant du réacteur.

18.2 Ajustement de la quantité de matière fissile

Si davantage d'uranium 235 est inséré dans le réacteur, l'uranium 235 absorbe une fraction plus grande des neutrons absorbés par tous les matériaux du cœur. Ainsi, l'insertion de matière fissile ajoute de la réactivité positive (+ Δk). Tous les réacteurs CANDU réagissent ainsi lors du chargement de combustible en marche.

18.3 Ajustement de la quantité d'absorbeur

Si un absorbeur de neutron est introduit dans le réacteur, il absorbe des neutrons qui autrement auraient été absorbés par l'uranium 235. De cette manière, l'insertion d'absorbeur ajoute de la réactivité négative (- Δk). Des méthodes pratiques permettent d'absorber principalement des neutrons thermiques, ce qui change l'absorption parasite. Un absorbeur liquide et trois types d'absorbeurs solides sont utilisés :

1. Compartiments de zone liquide (utilisés dans les réacteurs CANDU).
2. Barres de compensation, constituées de cobalt ou d'acier inoxydable (utilisées dans tous les réacteurs CANDU, sauf Bruce-A).

3. Barres solides, constituées de cadmium ou d'acier inoxydable (utilisées dans tous les réacteurs CANDU, sauf Pickering-A).
4. Barres d'arrêt, constituées de cadmium dans une enveloppe d'acier inoxydable (utilisées dans tous les réacteurs CANDU).

De l'eau ordinaire est utilisée dans les zones liquides. Un tube est partiellement rempli d'eau ordinaire. L'augmentation du niveau d'eau fait en sorte que davantage de neutrons sont absorbés ($-\Delta k$). La diminution du niveau fait en sorte que moins de neutrons sont absorbés ($+\Delta k$). La figure 18.3 illustre un schéma simplifié du compartiment de contrôle de zone liquide.

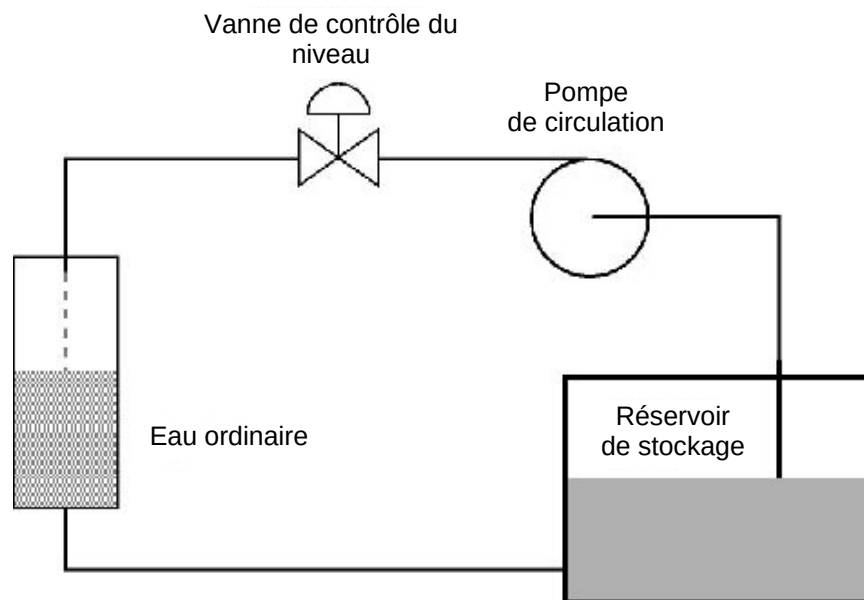


Figure 18.3
Contrôle de zone liquide

Les barres solides sont toutes semblables physiquement. Leurs noms proviennent des fonctions pour lesquelles elles sont utilisées.

En plus de ces dispositifs d'absorption, l'absorption parasite par des absorbeurs de neutron dissous est utilisée de deux manières :

1. Des absorbeurs de neutron sont dissous dans le modérateur. Les absorbeurs utilisés, appelés poison, sont le bore et le gadolinium. Ils peuvent être ajoutés graduellement par le

système d'addition de poison ou éliminés par le circuit d'épuration en vue d'ajuster Δk . Tous les réacteurs CANDU utilisent des poisons dissous.

2. Tous les réacteurs CANDU (sauf Pickering-A) sont en mesure d'injecter une solution de gadolinium rapidement dans le cœur pour une mise à l'arrêt rapide.

18.4 Ajustement des fuites de neutron

L'abaissement du niveau du modérateur dans la calandre augmente les fuites. Si une plus grande fraction des neutrons fuit hors du réacteur, de la réactivité négative est insérée ($-\Delta k$). Si l'on change le niveau du modérateur, cela modifie l'efficacité du réflecteur. L'augmentation du niveau réduit les fuites et insère de la réactivité positive; la diminution du niveau permet que davantage de neutrons fuient et permet également d'insérer de la réactivité négative.

De plus, le modérateur peut être drainé rapidement hors du cœur, ce qui arrête le processus de fission. À mesure que le niveau diminue, les fuites augmentent et il est moins probable que les neutrons non thermalisés soient absorbés. Ils fuient tout simplement. Sans le modérateur, le combustible CANDU ne peut pas constituer une masse critique.

18.5 Exercices

1. Définir la constante de multiplication des neutrons.
2. Compléter le tableau ci-dessous.

	k $\begin{pmatrix} >1 \\ <1 \\ =1 \end{pmatrix}$	Δk $\begin{pmatrix} + \\ - \\ 0 \end{pmatrix}$	Puissance $\begin{pmatrix} \text{Augmente} \\ \text{Diminue} \\ \text{Constante} \end{pmatrix}$
Supercritique			
Critique			
Sous-critique			

3. Si $k = 0,997$, trouver Δk et exprimez-le en milli-k.
4. Énumérer les trois méthodes fondamentales de contrôle de la réactivité et expliquer comment chacune d'elles fonctionne.
5. Si le réacteur est à un niveau de puissance de $10^{-4,2}$ PP, est-il critique?

19 Changements dans la puissance du réacteur au fil du temps

Dans les deux chapitres précédents, nous avons examiné comment les changements de réactivité font augmenter ou diminuer le flux de neutron et, par conséquent, comment ils changent la sortie de puissance thermique du combustible. Nous savons comment la population de neutrons peut changer d'une génération à une autre si le réacteur est supercritique ou sous-critique.

Le taux de changement de puissance est le facteur qui détermine le degré de difficulté de la régulation d'un réacteur, ou même si la régulation est possible. Dans ce chapitre, nous allons examiner les facteurs qui ont une incidence sur le taux de changement de la puissance du réacteur.

19.1 Effet de la durée de vie des neutrons sur les changements dans la puissance du réacteur

Nous avons vu que la masse volumique des neutrons, le flux neutronique et la puissance du réacteur augmentent ou diminuent d'une génération à une autre. Si $k > 1$, un niveau de puissance initial de P_0 augmente à $P_0 k$ dans une génération, à $(P_0 k) \times k$ en deux générations, à $P_0 k^3$ en trois générations et, après N générations, à $P_0 k^N$. La formule pour la puissance après N générations, P , est :

$$P = P_0 (k)^N = P_0 (1 + \Delta k)^N \quad (1)$$

Cela nous indique que si l'on débute avec la puissance P_0 , et que nous insérons la réactivité Δk , la puissance devient P après N générations, tel qu'indiqué dans l'équation 1. La formule décrit la puissance comme étant le nombre de générations qui se sont écoulées, et non le temps.

Le temps t requis pour N générations est :

$$t = \ell \cdot N \quad \text{alors} \quad N = \frac{t}{\ell} \quad (2)$$

Dans cette équation, ℓ est le temps moyen correspondant à une génération de neutrons. (1) et (2) ensemble calculent l'accroissement de puissance pendant le temps t . Nous allons montrer plus tard que dans des conditions d'exploitation normale, $\ell \approx 0,1$ s pour un réacteur CANDU.

Exemple :

Supposons que la puissance du réacteur est régulière à 60 % PP lors d'une insertion de réactivité de $\Delta k = +0,5 \text{ mk}$ (c.-à-d. $k = 1,0005$). Jusqu'où ira la puissance en 100 secondes?

Solution :

À partir de (2)

$$N = 100 \text{ s} / 0,1 \text{ s} = 1000 \text{ générations}$$

À partir de (1)

$$P = 60 \% \times (1,0005)^{1000} = 60 \% \times 1,65 = 99 \%$$

19.2 Période du réacteur

Pour rendre le calcul plus facile (particulièrement avant l'existence des calculatrices), on écrivait l'équation 1 d'une manière différente :

$$P = P_0 e^{t/\tau} \quad (3)$$

On peut voir que les équations (1) et (3) sont identiques.

La constante τ est la période du réacteur. Cette équation donne la puissance en termes de temps écoulé, t , et l'on obtient la période du réacteur.

Sur le plan pratique, pour avoir une idée de la rapidité avec laquelle la puissance change, on pourrait examiner le temps que cela prend pour que la puissance double, ou qu'elle augmente de dix fois, ou peu importe. L'équation (3) suppose que l'on utilise le temps que cela prend pour que la puissance change d'un facteur e . La puissance augmente d'un facteur e , c'est-à-dire $P = e P_0$, lorsque le temps t est égal à la période du réacteur τ . Cela est notre définition de la période du réacteur : c'est le temps requis pour que la puissance augmente d'un facteur e ($e = 2,718\ 281\ 828\ 5\dots$).

Pour certaines valeurs de réactivité faibles (Δk) de l'exploitation normale, les équations (1) et (3) permettent d'obtenir des résultats identiques pour :

$$\tau = \ell / \Delta k \quad (4)$$

Si l'on répète l'exemple précédent, $\tau = 0,1/0,0005 = 200$ s

$$P = 60 \% \times e^{100/200} = 60 \% \times e^{0,5} = 60 \% \times 1,65 = 99 \%$$

À noter que plus Δk est grand, plus la période du réacteur est courte et plus les changements de puissance sont rapides.

19.3 Effet des neutrons retardés sur le changement de puissance

Pour la fission de l'uranium 235, 99,35 % des neutrons produits sont des neutrons instantanés et 0,65 % sont des neutrons retardés émis par les produits de fission. Le temps requis pour une génération de neutrons instantanés est de 0,001 s. La durée de vie moyenne des neutrons retardés est de presque 13 secondes. La durée de vie moyenne, ℓ , pour tous les neutrons, instantanés et retardés, est donc donnée par :

$$\ell = 0,9935 \times 0,001 \text{ s} + 0,0065 \times 13 \text{ s} = 0,085 \text{ secondes}$$

Pour simplifier la question, nous arrondissons habituellement la valeur de ℓ à 0,1 s, comme nous l'avons fait dans un exemple précédent.

Bien que les neutrons retardés représentent une petite fraction (0,65 %) des neutrons générés par la fission, ils augmentent la durée de vie moyenne de tous les neutrons de 0,001 s à 0,085 s, c'est-à-dire d'un facteur de 85. L'équation (4) indique que la période est 85 fois plus longue que ce qu'elle serait pour $\ell = 0,001$ s. Cela réduit le taux initial d'accroissement de la puissance d'un facteur de 85.

En résumé, l'effet des neutrons retardés consiste à ralentir le taux de changement de puissance de manière raisonnablement lente pour de petites additions de réactivité positive. Les neutrons retardés rendent la régulation et la protection pratiques.

19.4 Effet des neutrons instantanés considérés seuls, et criticité instantanée

Les équations de la période du réacteur et des changements de puissance (1, 2, 3 et 4) permettent de prévoir avec exactitude les changements de puissance en autant que Δk prenne une valeur faible, ce qui est propre aux additions de réactivité effectuées pour la régulation normale du réacteur. Ces équations ne s'appliquent pas du

tout aux grandes insertions de réactivité $+\Delta k$ comme celles qui seraient utilisées pour calculer des conditions d'excursion de puissance ou d'accident.

Le réacteur en cause à Tchernobyl a démontré que le comportement d'un réacteur suite à une insertion soudaine de réactivité positive importante est dévastateur. Lors de cet accident, l'accroissement de puissance est passé d'un faible niveau à environ 10 000 pour cent de la pleine puissance en moins de 2 secondes. Pourquoi les neutrons retardés n'ont-ils pas limité le taux d'accroissement de la puissance? Dans la section qui suit, nous allons décrire les effets, ou l'absence d'effets, des neutrons retardés de manière plus approfondie, afin de répondre à cette question.

D'abord, examinons le rôle des neutrons retardés dans un réacteur à puissance constante ($k = 1$). Supposons que nous pouvons « arrêter » 0,065 % des neutrons retardés. Si l'on débute avec 100 neutrons, après une génération il y aurait 99,35 neutrons (étant donné l'absence des neutrons retardés). Dans la deuxième génération, ce nombre diminuerait à 98,7 et au cours de la troisième génération, il aurait diminué à 98. La puissance décroît comme si le réacteur était sous-critique.

En fait, le réacteur dépend de l'arrivée des neutrons retardés avant « d'atteindre le maximum » de la population de neutrons et cela influe également sur l'état critique du réacteur. Lorsque $+\Delta k$ est ajouté, tant que Δk est très faible, la puissance ne peut pas s'accroître très rapidement. La population de neutrons instantanés demeure légèrement « sous-critique » en soi. (Il est important que $k \times 99,35$ soit inférieur à 100). Le maximum atteint grâce aux neutrons retardés augmente la puissance du réacteur, mais l'augmentation vers le « maximum » ne se produira que lorsqu'un nombre additionnel de neutrons retardés issus des produits de fission au niveau de puissance plus élevé commenceront à intervenir. Cela prend plusieurs secondes. L'arrivée lente des neutrons retardés contrôle le taux d'accroissement de puissance (en le diminuant d'un facteur d'environ 85, comme nous l'avons vu plus tôt).

Supposons maintenant une grande insertion de réactivité $+\Delta k$ dans le cœur du réacteur. Les neutrons instantanés (multipliés par k) augmentent suffisamment d'une génération à une autre et la puissance augmente même sans les neutrons retardés. La population de neutrons instantanés « prend le dessus » et la puissance augmente bien que le temps de génération des neutrons soit de $\ell = 0,001$ s, soit la durée de vie des neutrons instantanés seuls, et non $\ell = 0,085$ s, durée de vie moyenne que nous utilisions avant. On dit d'un réacteur dans cet état qu'il est critique instantané, c'est-à-dire qu'il est critique à cause des neutrons instantanés seuls. C'est ce type d'accroissement rapide de la puissance qui a causé l'explosion du cœur à Tchernobyl.

Le taux d'accroissement de la puissance d'un réacteur critique instantané peut être illustré à l'aide de l'exemple précédent où $\ell = 0,001$ s. Nous calculerons l'accroissement de puissance en une seconde plutôt qu'en cent secondes.

Pour une insertion de réactivité positive de $0,5$ mk, la période du réacteur est donnée par :

$$T = \frac{\ell}{\Delta k} = \frac{0,001}{0,0005} = 2 \text{ secondes}$$

En une seconde, l'accroissement de puissance serait celui donné par l'équation (3), c'est-à-dire :

$$P = P_0 e^{t/\tau} = P_0 e^{1/2} = P_0 \times 1,65$$

Pour $P_0 = 60$ %, cela donne un accroissement de puissance de presque 100 % en une seconde, plutôt qu'en 100 secondes. (Pour Tchernobyl, l'addition de réactivité était d'environ 25 mk de plus que la réactivité requise pour atteindre la criticité instantanée.)

Cet exemple illustre la rapidité avec laquelle l'accroissement de puissance se produirait, même pour des changements de réactivité inférieurs à 1 mk, si tous les neutrons étaient instantanés. La régulation efficace du réacteur n'est pas possible dans ces circonstances, parce que les changements de puissance à cause d'effets de faibles insertions de réactivité se produisent trop rapidement pour que le système de régulation puisse réagir.

L'arrêt d'urgence du réacteur poserait encore des problèmes plus grands. Même dans le cas des systèmes de protection très rapides, on doit compter une seconde ou à peu près pour que ceux-ci entrent en action. Dans cet intervalle de temps relativement long, des dommages importants pourraient être causés à cause des niveaux de puissance excessifs qui auraient été atteints.

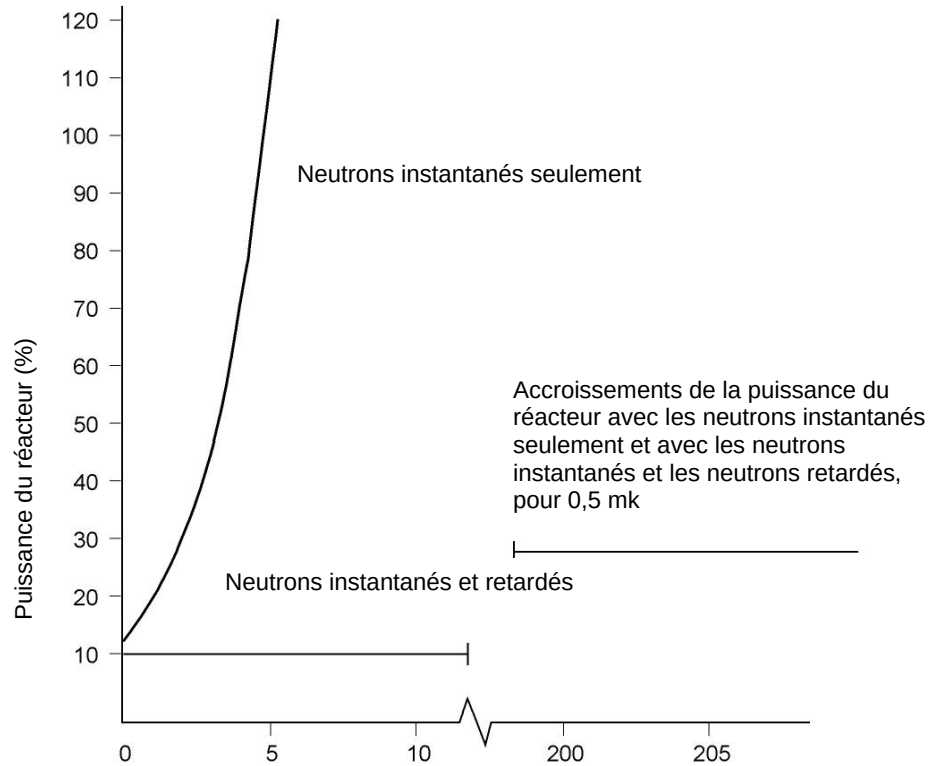


Figure 19.1

La figure 19.1 illustre l'accroissement de puissance pour une insertion de réactivité de + 0,5 mk, compte tenu des neutrons instantanés seulement, d'une part, et des neutrons retardés d'autre part.

19.5 Puissance dans le réacteur sous-critique

Lorsque que k est inférieur à un (Δk négatif), la puissance diminue d'une génération à l'autre. D'après ce que nous avons vu précédemment, la puissance devrait diminuer à 0. Curieusement, ce n'est pas ce qui se produit. D'abord, nous allons décrire comment se comporte le réacteur sous-critique, puis nous en donnerons les raisons.

Lorsque le réacteur est fortement sous-critique (Δk est grand et négatif), la puissance est stable à un très faible niveau. Si le réacteur n'était pas aussi fortement sous-critique, sa puissance serait stable à un niveau plus élevé. L'addition de réactivité positive à un réacteur sous-critique (ce qui correspond à un Δk négatif) provoque un accroissement de puissance et une stabilisation à un niveau plus élevé. Contrairement au réacteur critique, il n'a pas de réaction en chaîne auto-entretenue qui augmentera la puissance encore et encore.

Le réacteur fortement sous-critique est presque sans réaction; les grandes insertions de réactivité positive qui normalement seraient dangereuses dans un réacteur critique n'ont presque aucun effet. Un réacteur sous-critique qui est presque critique répond beaucoup comme un réacteur critique; c'est-à-dire que même une petite addition de réactivité peut produire un grand accroissement de puissance, où l'accroissement de puissance se produirait graduellement pendant plusieurs minutes. Tant que l'addition de réactivité laisse le cœur sous-critique, la puissance se stabilise à un niveau plus élevé et ne continue pas d'augmenter.

Ce comportement résulte de la réaction des photoneutrons. Certains produits de fission émettent des rayons gamma énergétiques qui éjectent des neutrons provenant du deutérium dans les molécules d'eau lourde. Lorsque le réacteur est mis à l'arrêt, c'est-à-dire lorsque Δk négatif est introduit pour arrêter la réaction en chaîne, la source de neutron ne peut pas être arrêtée. Il y a toujours quelques photoneutrons.

Les photoneutrons peuvent pénétrer dans le combustible et causer la fission. Les neutrons imputables à ces fissions causent également d'autres fissions. (Moins d'un neutron par fission survit, étant donné que k est inférieur à un.). Cela donne lieu à un flux de neutron plus grand que le flux de neutron de la source à elle seule. Le cœur agit comme un amplificateur pour le flux de la source. Ce n'est pas une réaction en chaîne auto-entretenue; si nous pouvions éliminer les neutrons de la source, le flux diminuerait à zéro. Toutefois, il subsiste toujours quelques neutrons de la source dans le réacteur qui causent la fission.

Le flux observé provient de la source de photoneutrons qui diminue lentement (elle diminue parce que les produits de fission se désintègrent graduellement au fil des semaines et des mois) de même qu'en raison de certains neutrons de fission. Lorsque le réacteur est fortement sous-critique, il y a principalement des neutrons de la source, qui ne sont pas touchés par les changements de réactivité. Lorsque le réacteur est moins sous-critique (k est plus élevé, mais toujours inférieur à un), davantage de neutrons de fission survivent et causent d'autres fissions, ce qui augmente la population totale de neutrons. Lorsque le réacteur est proche de la criticité, l'ensemble des neutrons sont des neutrons de fission et le cœur répond beaucoup comme un cœur critique. Il faut se rappeler que l'addition de réactivité négative n'entraîne pas $k = 0$, mais que cela fait simplement en sorte que k est inférieur à un. À mesure que k augmente et s'approche de un, l'amplification des neutrons de la source augmente parce que davantage de neutrons de fission survivent.

19.6 Exercices

1. Définir la période du réacteur.
2. Expliquer pourquoi les neutrons retardés sont importants pour le contrôle du réacteur.
3. Décrire comment, dans un cœur sous-critique, un approvisionnement régulier de neutrons source produit un flux supérieur à celui qui serait seulement imputable à la source.

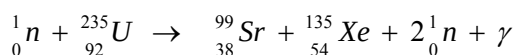
Expliquer pourquoi l'amplification des neutrons de la source dans un cœur sous-critique est différente pour d'autres valeurs de k sous-critiques.

20 Un produit de fission agissant comme poison : le xénon

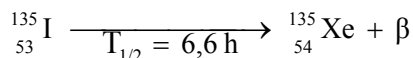
De nombreux produits de fission absorbent des neutrons. La plupart des sections efficaces d'absorption sont petites et ne sont pas importantes dans l'exploitation à court terme. Le xénon 135 possède une section efficace d'environ 3 000 000 barns, soit 4000 fois plus élevée que celle de l'uranium 235. En fait, chaque atome de xénon 135 absorbe autant de neutrons que 4000 atomes d'uranium 235. Environ 6,6 % de toutes les fissions produisent un nucléide de xénon 135, soit directement comme produit de fission, ou indirectement comme produit de filiation d'un produit de fission. Le xénon est un problème important dans nos réacteurs en raison de sa grande capacité d'absorption des neutrons et de son rendement élevé.

20.1 Production de xénon

Le xénon 135 est produit directement dans seulement 0,3 % de toutes les fissions d'uranium 235. L'exemple suivant est courant :



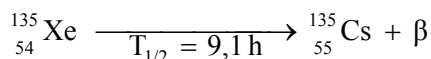
Le xénon 135 est essentiellement un produit de filiation d'un produit de fission, et est généré par la désintégration de l'iode, comme suit :



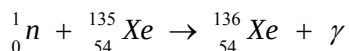
De l'iode 135 est produit dans 6,3 % des fissions d'uranium 235. Ainsi, la désintégration de l'iode représente environ 95 % de la production totale de xénon ($6,3/6,6 = 0,95$). L'iode 135 n'absorbe pas de neutrons.

20.2 Perte de xénon

Le xénon est éliminé du réacteur par désintégration, comme suit :



ou par absorption de neutrons (capture radiative) :



Le taux de combustion dépend du flux de neutron. Pour un réacteur CANDU exploité à pleine puissance, l'absorption des neutrons représente environ 90 % des pertes de xénon 135, et la désintégration représente seulement 10 % de ces pertes. Le césium 135 et le xénon 136 n'absorbent pas de neutrons.

20.3 Charge de xénon à l'équilibre

Il n'y a pas de xénon dans le combustible d'un réacteur qui est à l'arrêt depuis longtemps (ou qui n'a jamais été exploité). Le xénon s'accumule tranquillement jusqu'à un niveau d'équilibre, après le démarrage du réacteur. Le niveau d'équilibre dépend de la puissance du réacteur en régime permanent. La figure 20.1 illustre la charge de xénon en fonction du temps pour différents niveaux de puissance. Pour les réacteurs CANDU à pleine puissance, la charge de xénon s'accumule jusqu'à environ 28 mk de réactivité négative en 35 heures ou environ.

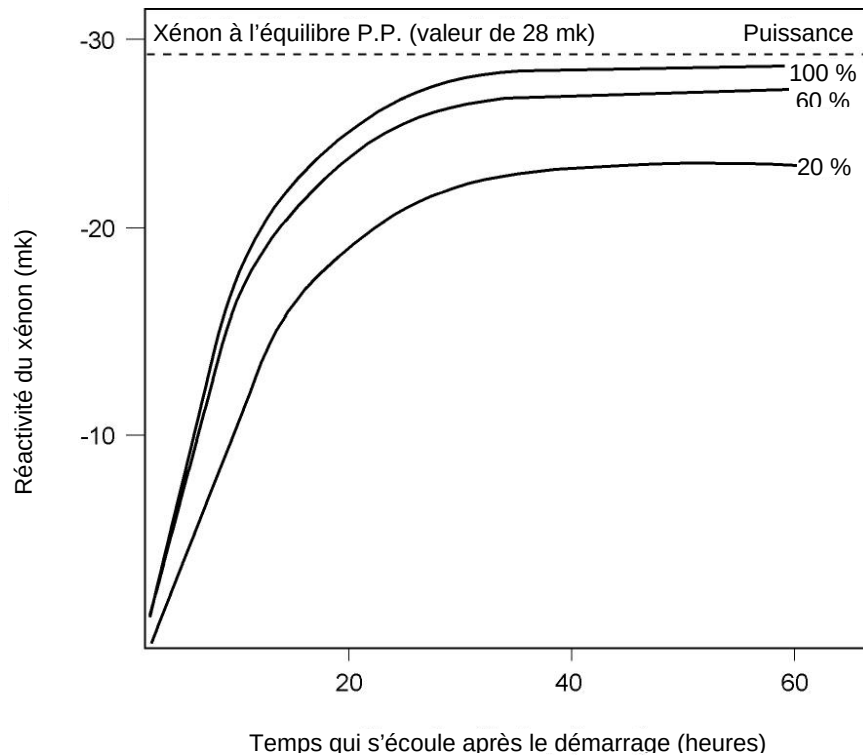


Figure 20.1
Accumulation de xénon jusqu'à l'équilibre

Cette réactivité négative (-28 mk) est toujours présente pendant l'exploitation normale constante, sauf durant les premières heures après le démarrage. La conception du réacteur comprend suffisamment de réactivité positive en excès pour compenser la charge normale de -28 mk.

Lorsque la charge de xénon normale n'est pas présente, les opérations doivent compenser la réactivité positive en excès avec des produits chimiques absorbeurs de neutron. Le poison soluble (bore ou gadolinium) est ajouté au modérateur pour compenser le xénon qui manque. À mesure que la concentration de xénon augmente, la combustion, ou l'épuration par échange d'ions élimine le poison.

20.4 Transitoires du xénon

Après avoir exploité le réacteur pendant environ 35 heures, le xénon est près de son niveau d'équilibre. Cela cause alors des problèmes seulement si la puissance du réacteur est modifiée. Par exemple, examinons ce qui se produit pour la production et la perte de xénon 135 immédiatement après un arrêt du réacteur (ou une réduction rapide de la puissance à 0 %).

a) Production :

- à cause de la fission (5 %) – arrête immédiatement
- à cause de la désintégration de l'iode (95 %) – continue

Résultat—à court terme, la majeure partie de la production continue.

b) Perte :

- par désintégration (10 %) - continue
- par absorption de neutrons (90 %) – arrête immédiatement.

Résultat—à court terme, la majeure partie de l'élimination s'arrête.

La conséquence d'une production continue sans élimination est une augmentation marquée de la concentration de xénon immédiatement après un arrêt. La figure 20.2 est un graphique qui représente la charge de xénon en fonction du temps après un arrêt à pleine puissance.

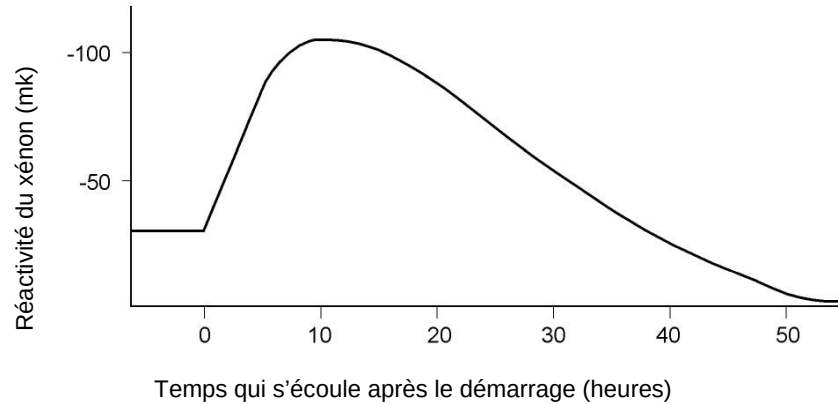


Figure 20.2
Comportement du xénon

À noter que la réactivité négative imputable aux pics de xénon environ 10 heures après une mise à l'arrêt total, à un niveau beaucoup plus élevé que la charge d'équilibre de 28 mk, est importante. Au pic du transitoire, la désintégration du xénon 135, qui a augmenté par ce qu'il y a davantage de xénon, correspond à la production de xénon par désintégration d'iode, qui a diminué parce qu'il y a maintenant moins d'iode. La désintégration de l'iode diminue continuellement, ce qui réduit la production de xénon. Lorsque le pic est passé, la désintégration du xénon dépasse la production et la courbe diminue graduellement vers un état normal et inférieur.

Toute réduction de puissance cause un pic de xénon transitoire. Plus la réduction de puissance est faible, plus le pic est faible et plus il se produit rapidement. Par exemple, pour une réduction de puissance de 100 % à 60 %, il y a encore une production en excès initial par rapport aux pertes, mais un flux de neutron important demeure pour effectuer la combustion du xénon. La hauteur du pic et sa durée sont réduites, et le pic survient plus tôt. La figure 20.3 comprend un écart de réactivité courant pour une réduction rapide de puissance (recul rapide de puissance) à 60 %.

Lors d'un accroissement de puissance après une exploitation régulière à faible puissance stable (disons de 60 % à 100 %), l'effet inverse se produit. Le xénon subit une combustion rapide alors que la production imputable à la désintégration de l'iode demeure faible. La réactivité augmente et le système de contrôle doit insérer de la réactivité négative pour compenser cette dernière. L'addition de poison au modérateur joue ce rôle.

20.5 Évitement et dépassement de l'empoisonnement

Le retrait des barres de compensation du cœur du réacteur contribue à ajouter de la réactivité positive, jusqu'à un maximum de 15 ou 20 mk, selon le type de réacteur. La réactivité positive en excès est requise pour maintenir l'exploitation du réacteur pendant les faibles transitoires du xénon. Comme l'indique la figure 20.3, les barres de compensation peuvent résister à un recul rapide de puissance allant jusqu'à 60 %.

Si la réactivité négative due au xénon dépasse la réactivité positive disponible des barres de compensation, le réacteur devient sous-critique et il n'existe aucun moyen de le redémarrer. On dit qu'il est empoisonné. La figure 20.3 illustre ce phénomène pour un arrêt à pleine puissance, d'un réacteur qui est empoisonné et qui ne peut pas être redémarré avant 35 heures ou environ après l'arrêt, lorsque le xénon se sera désintégré jusqu'au niveau d'équilibre près de -28 mk.

Le fait de maintenir la puissance du réacteur près de 60 % (ou plus) permet d'éviter un empoisonnement du réacteur. Il est important de constater que lors d'un arrêt des turbines, il peut être économique de maintenir le réacteur en état d'exploitation et de diriger la vapeur vers un condenseur (ou vers l'atmosphère). Nous appelons ce mode d'exploitation « évitement de l'empoisonnement ».

Trente-cinq à quarante minutes après un arrêt, la réactivité négative imputable au xénon dépasse la réactivité positive des barres de compensation (voir figure 20.3 à nouveau). Si le réacteur est démarré pendant cette période de 35 à 40 minutes qui est le temps de dépassement de l'empoisonnement et qu'il est amené en mode de puissance avant l'empoisonnement, le xénon subira une combustion rapide et là il pourra ainsi éviter l'empoisonnement.

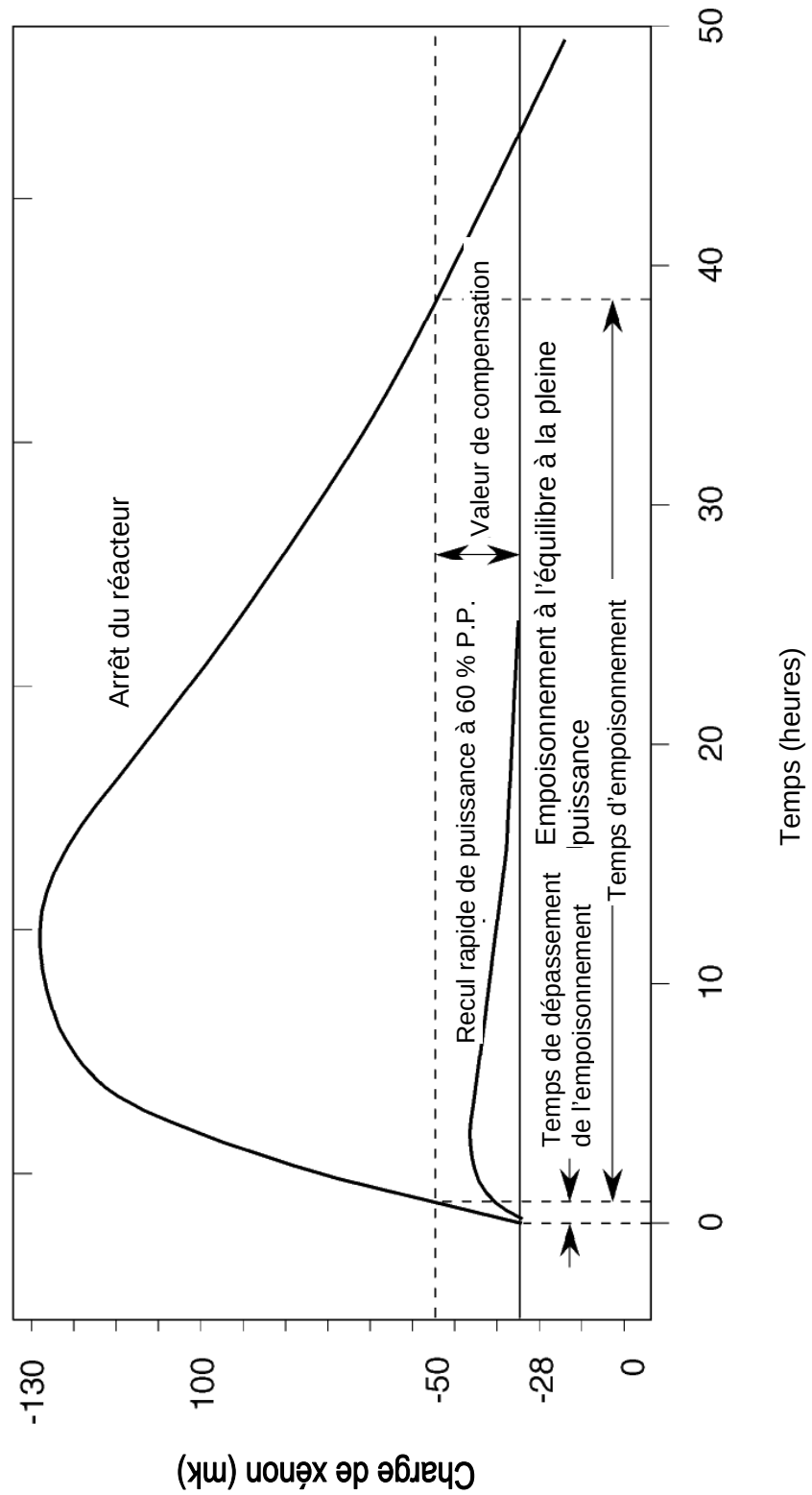


Figure 20.3
Réactivité du xénon transitoire

Le dépassement de l'empoisonnement est possible en principe et fait partie de la conception du réacteur, mais est rarement pratique. Avant de redémarrer le réacteur suite à un arrêt, il est important de déterminer la cause de l'arrêt et d'éliminer la défaillance. Un certain nombre de vérifications sont requises avant de déterminer si l'arrêt était un arrêt intempestif (c'est-à-dire un arrêt qui ne se produit pas en réponse à une défaillance réelle). Le personnel de la salle de commande doit prendre la décision de redémarrer environ 20 minutes après l'arrêt parce que les barres de compensation se retirent très lentement. Les réparations ou vérifications suite à un arrêt prennent habituellement plus de temps que cela. Des procédures de fonctionnement qui ne permettent pas aux opérateurs de « contrer l'empoisonnement » éliminent la tentation de prendre des raccourcis.

20.6 Autres effets

Dans un grand réacteur à flux élevé, le xénon peut causer une augmentation du flux dans une partie du réacteur, alors que le flux diminuera ailleurs. Plutôt que la forme de flux plane illustrée précédemment, des pics et des creux sont observés. Ce problème opérationnel sera discuté de manière plus approfondie dans d'autres chapitres.

20.7 Exercices

1. Illustrer le comportement du xénon lors d'un arrêt du réacteur qui fonctionnait à pleine puissance.
2. Expliquer pourquoi un empoisonnement par le xénon se produit.
3. Examiner la question de la production et de la perte de xénon, y compris l'importance relative de chacune d'elles dans les cas suivants :
 - a) au démarrage;
 - b) lors d'une diminution de puissance à partir de la pleine puissance stable;
 - c) lors d'une augmentation de puissance à partir de 60 % de puissance stable.
4. Quelles sont les caractéristiques du xénon 135 et de sa production qui en font un produit de fission parmi les plus importants au chapitre de ces effets sur la réactivité?

21 Effets des changements de température sur la réactivité

21.1 Expérience du NRX et rétroaction négative

En 1949, le réacteur NRX du Laboratoire nucléaire de Chalk River s'est « emballé » lors d'un essai contrôlé. Le réacteur NRX était un réacteur expérimental modéré à l'eau lourde qui utilisait des barres de commande pour la régulation de puissance. Le niveau d'eau lourde a été établi à 3 cm au-dessus de la hauteur à laquelle le réacteur serait critique à faible puissance une fois les barres retirées. On a laissé la puissance du réacteur augmenter « sans vérification ». (S'il y avait eu un problème, on aurait pu mettre rapidement le réacteur à l'arrêt.) La manière dont la puissance a changé n'était pas ce à quoi on s'attendait d'après les connaissances acquises (voir figure 21.1).

Au début, la puissance a augmenté, mais elle n'a pas augmenté indéfiniment comme on s'y attendait. À mesure que la température du combustible augmentait, la réactivité diminuait et cela a causé un ralentissement du taux d'accroissement de puissance. Par la suite, la réactivité a diminué encore plus alors que l'eau lourde devenait plus chaude. La diminution totale de réactivité a été suffisante, lors de cet essai, pour rendre le réacteur sous-critique. Par conséquent, la puissance a atteint un maximum et a ensuite commencé à diminuer.

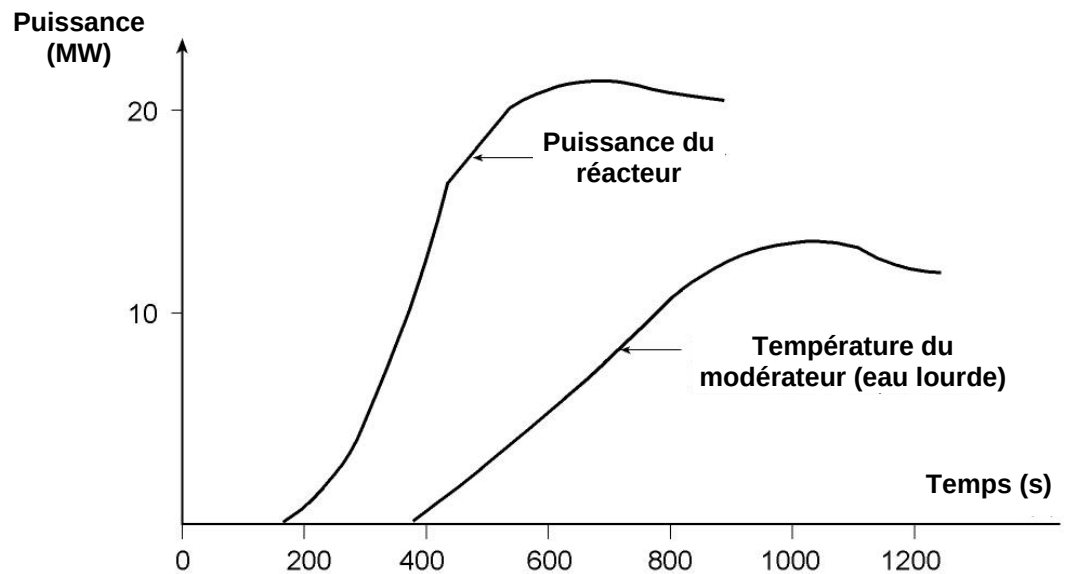


Figure 21.1
Expérience du NRX

L'essai a permis de démontrer que pour de petites insertions de réactivité positive, le réacteur NRX fonctionne en mode d'auto-régulation. Les augmentations de la température associées à l'accroissement de puissance ont réduit la réactivité, ce qui a permis d'éviter que la puissance ne s'accroisse indéfiniment.

La puissance aurait continué d'augmenter si l'insertion de réactivité initiale avait été plus grande. Dans cet exemple, on ne cherche pas à démontrer que la puissance du réacteur ne peut pas augmenter de manière continue (en fait elle le pourrait), mais plutôt à démontrer qu'il y a une perte de réactivité causée par l'augmentation de la température du combustible et de l'eau lourde.

Les réacteurs commerciaux CANDU se comportent de la même manière et la régulation de puissance normale du réacteur tient compte de cet effet. Lorsqu'un accroissement de puissance important est requis, le système de régulation fait automatiquement grimper la puissance par palier. La combinaison des petites additions de réactivité et des pertes de réactivité à mesure que la puissance s'accroît produit un accroissement de puissance modéré et le système de contrôle est très peu sollicité pour limiter l'accroissement de puissance.

Comparons ce phénomène avec ce à quoi l'on doit s'attendre d'après ce que nous avons vu dans les chapitres précédents, où Δk est supposé ne pas changer. (C'est ainsi que se comporte un réacteur lorsqu'il est supercritique à faible puissance, lorsque les effets du réchauffement sont très faibles.) Même une légère modification Δk initiale pour une longue période de réacteur finit éventuellement par causer un accroissement de puissance rapide. Les accroissements de puissance sont de plus en plus rapides à mesure que le temps passe. Dans l'intervalle de puissance qui génère beaucoup de chaleur, un accroissement trop rapide peut causer une défaillance de l'équipement. Le système de régulation devrait alors initier un accroissement de puissance en ajoutant de la réactivité positive Δk , puis en réduisant continuellement Δk , limitant ainsi activement le taux d'accroissement.

L'avantage de la perte de réactivité avec un accroissement de puissance n'est pas clair s'il y a une insertion accidentelle d'une plus grande quantité de réactivité positive. Le taux d'accroissement de la puissance s'élève un peu plus lentement, ce qui peut aider. Si l'insertion accidentelle n'est pas trop importante, la puissance pourrait éventuellement cesser de s'accroître, mais pas nécessairement en dessous de 100 %. Par ailleurs, ces effets, s'ils sont importants, risquent de retarder le déclenchement d'un arrêt automatique.

21.2 Coefficients de température

Le coefficient de température de la réactivité est le changement de réactivité par augmentation de température unitaire. Il peut être positif ou négatif. Il était négatif dans l'exemple précédent, parce qu'une augmentation de la température a causé une perte de réactivité. Les unités du coefficient de température sont des $\text{mk}/^\circ\text{C}$.

Les changements de température surviennent plus ou moins indépendamment dans le combustible, le circuit caloporteur et le modérateur. Il y a un coefficient de température de réactivité associé à chacun d'eux. Les caractéristiques d'« auto-régulation » illustrées précédemment nécessitent un coefficient de température global négatif, mais les changements dans la température du combustible sont les facteurs les plus importants pour déterminer le coefficient global.

Le changement de réactivité causé par les changements de température du caloporteur est habituellement très faible (et difficile à expliquer). Les changements de la température du modérateur causent des changements importants de réactivité, mais un contrôle normal maintient la température du modérateur constante. En outre, le chauffage et le refroidissement du modérateur sont relativement lents (en raison de la grande quantité de D_2O), alors les effets ne sont pas aussi immédiats que l'effet de réactivité du combustible. Dans ce cours, nous examinons seulement les effets causés par les changements de température dans le combustible.

21.2.1 Coefficient de réactivité de la température du combustible

Il existe deux principaux facteurs agissant sur le coefficient de température du combustible :

1. L'augmentation de la température du combustible augmente la capture par résonance dans l'uranium 238.
2. Le rapport de la fission à l'absorption dans le combustible change en fonction de la température du combustible. (L'orientation et l'importance du changement varient selon que le combustible est neuf, ou que le chargement est effectué à l'équilibre.)

Nous allons examiner ces deux effets tour à tour.

Absorption par résonance accrue

Le changement dans l'absorption par résonance en fonction de la température est toujours l'effet de température du combustible le plus important.

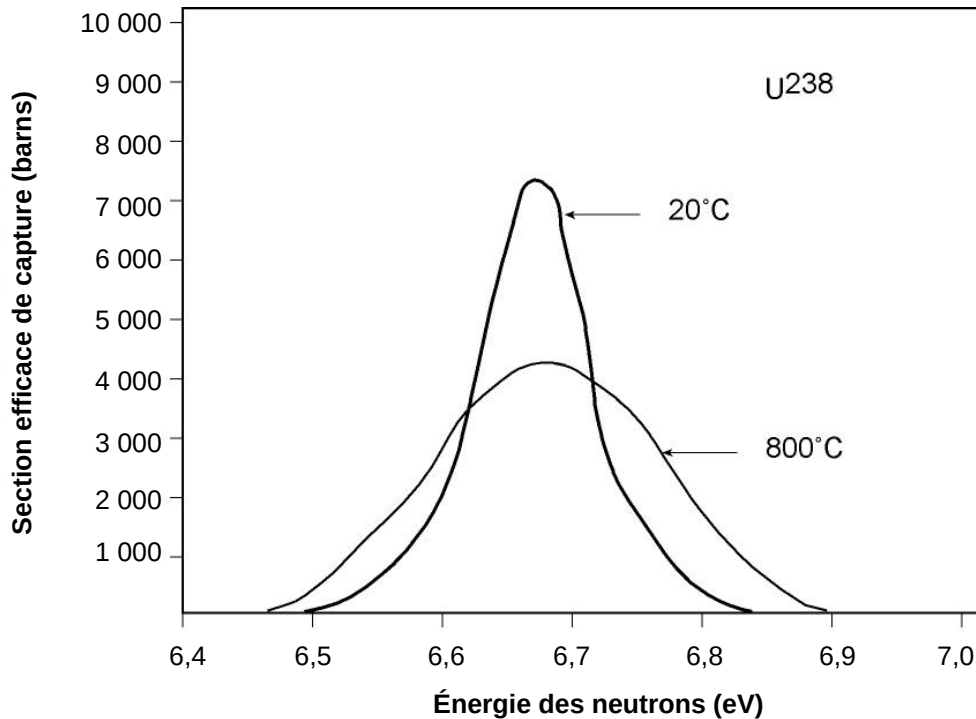


Figure 21.2
Élargissement des résonances

La capture par résonance représente environ 10 % des pertes de neutrons dans un cœur CANDU. L'absorption des neutrons résonants dans l'uranium 238 augmente fortement à mesure que la température du combustible augmente.

La raison de cette capture par résonance accrue est la suivante : la largeur et la hauteur des pics de résonance dans la section efficace de l'uranium 238 dépend de la température de l'uranium 238. La figure 21.2 illustre un pic de résonance particulier à 20 °C et un autre pic à 800 °C. À la température la plus élevée (habituellement la température du combustible efficace à puissance élevée), le pic est plus faible, mais quand même suffisamment élevé pour capturer presque tous les neutrons dans cette plage d'énergie. Au même moment, la résonance s'étend sur une plage plus vaste d'énergie de neutron, ce qui expose davantage de neutrons à la capture. Le nombre de neutrons qui pénètrent dans le combustible en se thermalisant et qui sont capables de s'en échapper est peu élevé.

Rapport de la fission à l'absorption

Nous avons déjà parlé de la variation de la section efficace des neutrons en fonction de l'énergie du neutron. Les changements de

température dans le milieu des neutrons thermiques, qui comprennent le combustible chaud, sont reflétés dans l'énergie des neutrons thermiques. Les sections efficaces des neutrons thermiques (taille cible apparente) diminuent lorsque la vitesse des neutrons est plus élevée, mais les sections efficaces ne changent pas toutes de la même manière. On pourrait s'attendre à ce que le rapport de la fission à l'absorption dans le combustible change en fonction de la température des neutrons. Pour le combustible neuf, lorsque l'uranium 235 est le seul nucléide fissile, ce rapport diminue à mesure que la vitesse des neutrons thermiques augmente. Pour le combustible à l'équilibre, avec une quantité importante de plutonium 239, le rapport augmente.

$$\left(\frac{\sigma_f^{\text{combustible}}}{\sigma_a^{\text{combustible}}} \right)$$

Pour le combustible neuf, à mesure que les neutrons thermiques deviennent « plus chauds », un nombre moins élevé de neutrons sont absorbés dans le combustible et causent la fission de l'uranium 235. L'effet contraire est observé dans le combustible qui contient du plutonium. Un résumé non technique de ce « phénomène des neutrons chauds » peut vous aider à mémoriser ce phénomène. L'uranium 235 préfère les neutrons froids; le plutonium 239 a une préférence marquée pour les neutrons chauds. Ainsi, pour le combustible neuf, l'augmentation de la température des neutrons thermiques diminue la réactivité. Pour le combustible à l'équilibre, la réactivité augmente en fonction de l'augmentation de la température des neutrons thermiques.

Effet combiné

À mesure que la puissance s'accroît, le combustible chauffe. Cela élargit les résonances de l'uranium 238 et chauffe les neutrons thermiques. Le changement global de réactivité résulte d'une combinaison de ces deux effets. L'effet d'absorption par résonance est toujours plus important que « l'effet des neutrons chauds ».

Dans le cas du combustible neuf, le coefficient de température du combustible est négatif, étant donné que ces deux effets sont négatifs. La valeur courante est de $-0,013 \text{ mk/}^\circ\text{C}$. Dans le cas du combustible à l'équilibre, l'effet important du plutonium compense partiellement l'augmentation de la capture par résonance, ce qui réduit l'importance du coefficient de température à environ $-0,004 \text{ mk/}^\circ\text{C}$.

21.2.2 Coefficient de puissance

Sur le plan opérationnel, la puissance du réacteur est mesurée et la température du combustible ne l'est pas. Si l'on étudie le comportement du réacteur à mesure que la puissance change, il est pratique de définir un coefficient de puissance. Le coefficient de puissance est le changement de réactivité causé par les effets de la température lorsque la puissance passe de la puissance zéro chaude à la pleine puissance.

La valeur courante pour les réacteurs CANDU est ≈ -5 mk, soit une diminution de réactivité. La valeur exacte dépend de la conception du réacteur et de l'état du combustible. Pour Bruce B, les valeurs sont d'environ -9 mk pour le combustible neuf et de $-3,5$ mk pour le combustible à l'équilibre. Le changement de réactivité est presque uniforme dans la plage de puissance élevée. Un coefficient de puissance de $-3,5$ mk laisse supposer un accroissement de puissance de 10 % (par exemple, un passage de la puissance de 80 % à 90 %) donne lieu à une perte d'environ 0,35 mk, ce qui équivaut à un changement d'environ 5 % dans le niveau de zone.

21.2.3 Réactivité cavitaire

S'il y a ébullition dans un canal de caloporteur, la vapeur déplace graduellement le caloporteur. Ce phénomène porte le nom d'expulsion du caloporteur. La formation d'un vide partiel ou total dans un canal a une incidence sur la capture par résonance, sur l'absorption parasite, la fission rapide et les fuites. Nous allons expliquer ces effets dans un cours plus avancé.

La réactivité cavitaire est le changement de réactivité lors d'une expulsion du caloporteur de 100 % hors de tous les canaux de caloporteur. Elle est positive dans les réacteurs CANDU. La valeur réelle varie d'un réacteur à l'autre, mais est d'environ +10 mk dans les réacteurs de Bruce.

La réactivité positive de +10 mk est une valeur très importante, qui est en mesure de causer un accroissement beaucoup trop rapide de puissance. Cependant, il n'est pas possible habituellement pour tout le caloporteur de se transformer rapidement en vapeur, même lors de l'ouverture d'une brèche importante. Les systèmes de sûreté sont conçus pour détecter et arrêter l'accroissement de puissance longtemps avant que la réactivité de +10 mk soit insérée. Il existe deux systèmes d'arrêt d'urgence automatique rapides et indépendants qui permettent de mettre le réacteur à l'arrêt.

21.3 Notions principales

- Le combustible CANDU a un coefficient de température négatif. À mesure que la température du combustible augmente, de la réactivité négative est ajoutée dans le cœur.
- Le coefficient de température du combustible dépend principalement de l'élargissement des pics d'absorption de résonance de l'uranium 238 et des changements dans la section efficace des nucléides contenus dans le combustible.
- Le coefficient de puissance est le changement total de réactivité qui se produit lorsque la puissance du réacteur passe de la puissance zéro chaude à la pleine puissance. Dans un réacteur CANDU, ce coefficient est négatif.
- Le coefficient de réactivité cavitaire est le changement de réactivité qui survient dans le cœur si le circuit caloporteur expulse le caloporteur. Dans un réacteur CANDU, cette insertion de réactivité est positive.

21.4 Exercices

1. Définir :
 - a) le coefficient de température;
 - b) le coefficient de puissance;
 - c) la réactivité cavitaire.
2. Préciser les raisons pour lesquelles le coefficient de température du combustible est négatif et pourquoi sa valeur est plus faible pour le combustible à l'équilibre que pour le combustible neuf.
3. Pourquoi un coefficient de température négatif est-il souhaitable?

22 Contrôle du flux de neutron

Si rien n'était fait pour aplanir le flux dans nos réacteurs, on obtiendrait une forme du flux comme celle illustrée à la figure 22.1. Le flux comporterait un maximum dans le combustible du réacteur (où les neutrons proviennent de toutes les directions) et diminuerait vers les limites (où les neutrons s'échappent dans le blindage).

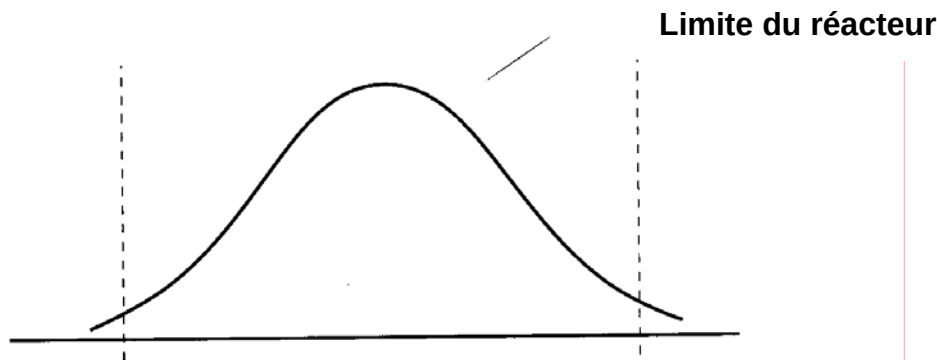


Figure 22.1
Distribution de la forme du flux non aplanie

Avec une distribution de ce type, le flux moyen est seulement d'environ 30 % du flux maximum. Le réacteur produirait 30 % de puissance qu'il pourrait normalement produire si toutes les grappes fonctionnaient à la même puissance que la grappe de combustible au centre du réacteur, qui fonctionne à la puissance maximale dans des limites de sûreté.

La distribution idéale du flux est parfaitement plane ($\phi_{\text{moyen}} = \phi_{\text{max}}$). Une distribution du flux parfaitement plane est impossible à atteindre, mais les réacteurs CANDU ont un flux moyen qui correspond à environ 60 % du flux maximum. Dans ce chapitre, nous verrons comment en arriver à cet aplanissement du flux.

L'augmentation du flux moyen sans augmentation du flux maximum comporte des avantages économiques importants sans compromettre l'exploitation sûre. Par exemple, sans flux aplani, la centrale nucléaire de Pickering produirait seulement la moitié de la puissance qu'elle

produit actuellement pour à peu près le même investissement de capitaux.

22.1 Réflecteurs

Nous avons vu précédemment l'utilisation des réflecteurs pour réduire les fuites, mais cela constitue seulement un avantage. Le réflecteur permet également d'aplanir la distribution du flux dans la direction radiale. La figure 22.2 illustre la distribution du flux dans un réacteur sans réflecteur et dans un réacteur avec réflecteur. Pour le même flux maximum (limité par le niveau de puissance maximum admissible du combustible), le réflecteur augmente le flux moyen en retournant les neutrons à la région de faible flux, près du bord du cœur.

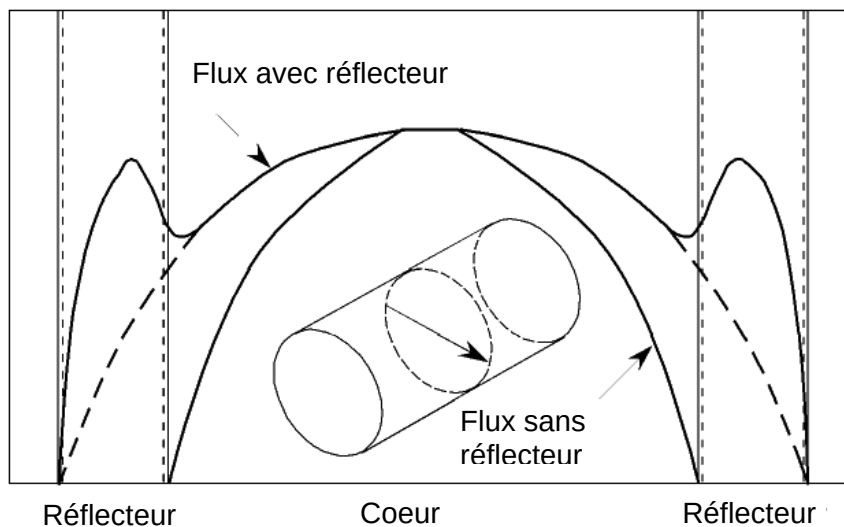


Figure 22.2
Effet de l'ajout d'un réflecteur

22.2 Chargement de combustible bidirectionnel

Le chargement de combustible des canaux de combustible adjacents dans des directions opposées a un effet d'aplanissement du flux dans la direction axiale. La figure 22.3 illustre ce phénomène.

Lorsque l'on recharge un canal de combustible, on ne change pas toutes les grappes de combustible, alors le combustible neuf (à l'extrémité du canal) génère davantage de neutrons que le combustible épuisé à la sortie. Le fait d'alterner la direction du chargement de combustible dans des canaux adjacents a pour effet d'augmenter le flux aux extrémités. L'importance de l'aplanissement dépend du nombre de grappes chargées lors de chaque chargement des canaux. Il est important d'aplanir le flux le moins possible.

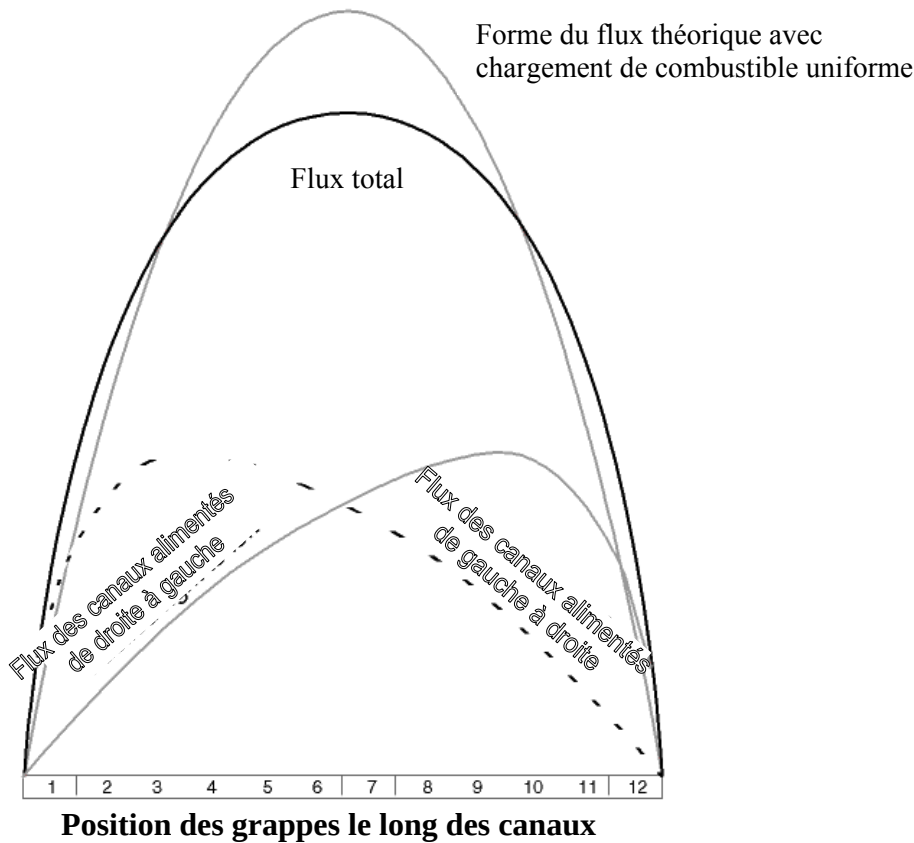


Figure 22.3
Effet du chargement de combustible bidirectionnel

22.3 Barres de compensation

La position normale des barres de compensation est d'être insérée entièrement dans les régions centrales du cœur. L'absorption de neutrons thermiques cause une dépression ou un « ajustement » du flux dans les directions radiales et axiales. La figure 22.4 illustre l'effet des barres de compensation sur la distribution du flux.
(Remarque : les réacteurs de Bruce-A ne possèdent pas de barres de compensation).

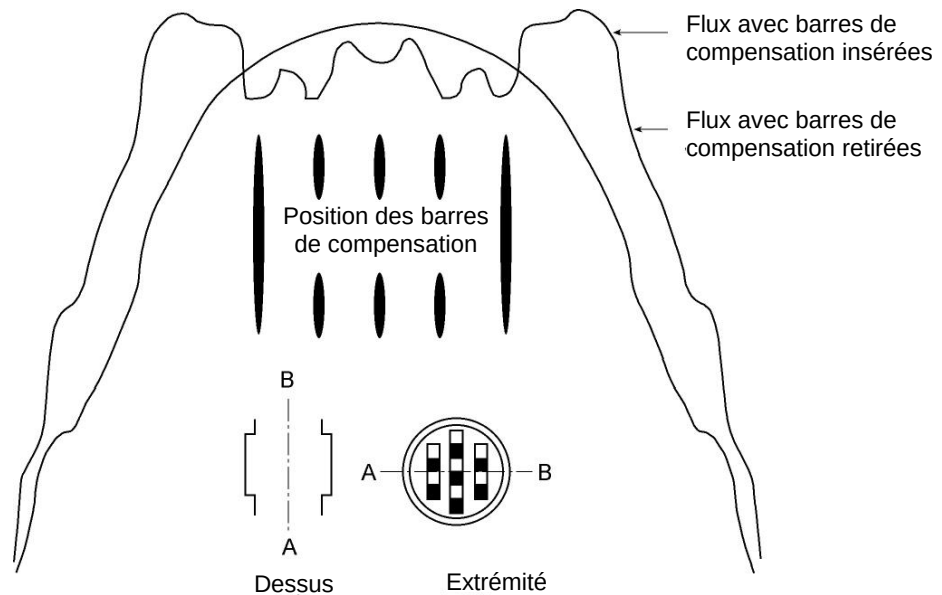


Figure 22.4
Effets des barres de compensation

L'aplanissement du flux grâce aux barres de compensation est plutôt efficace, mais il provoque une perte de combustion. L'utilisation des barres comporte des avantages au chapitre de la production d'énergie qui compensent largement le coût plus élevé en combustible.

Il existe peu de réacteurs CANDU qui utilisent le cobalt (cobalt 59) comme matériau absorbeur de neutrons dans les barres de compensation. Les barres de compensation sont remplacées périodiquement et le cobalt 60 est traité et commercialisé par MDS/NORDION. (Les barres de compensation qui ne sont pas utilisées pour la production de cobalt sont constituées d'acier inoxydable à absorption modérée de neutrons.)

22.4 Chargement de combustible différentiel

Le chargement de combustible différentiel signifie que les grappes dans les canaux centraux subissent une combustion moyenne plus élevée que les grappes situées dans les canaux extérieurs qui sont retirées après combustion incomplète. Par conséquent, les grappes du centre génèrent moins de neutrons issus de la fission, parce qu'elles contiennent moins de noyaux fissiles que les grappes extérieures. La figure 22.5 illustre cette méthode d'aplanissement du flux.

Ce sont là les principales méthodes d'aplanissement du flux choisies pour les réacteurs de Bruce A qui utilisaient anciennement des barres de dopage plutôt que des barres de compensation pour traiter

l'empoisonnement par le xénon. L'absorption additionnelle dans les produits de fission dans les grappes à combustion élevée au centre du cœur joue un rôle d'absorption dans les barres de compensation. Cela est plus efficace que d'utiliser des barres de compensation, mais il est nécessaire de procéder à des chargements de combustible additionnels dans les parties extérieures du cœur pour compenser la combustion élevée à l'intérieur du cœur et pour maintenir le réacteur à l'état critique.

Le chargement de combustible quotidien en marche est planifié par le responsable du chargement de combustible afin de maintenir une forme de flux plane optimale. Cela comprend le recours au chargement de combustible différentiel, bien que les réacteurs comportant des barres de compensation exigent moins de chargement différentiel pour obtenir les mêmes résultats.

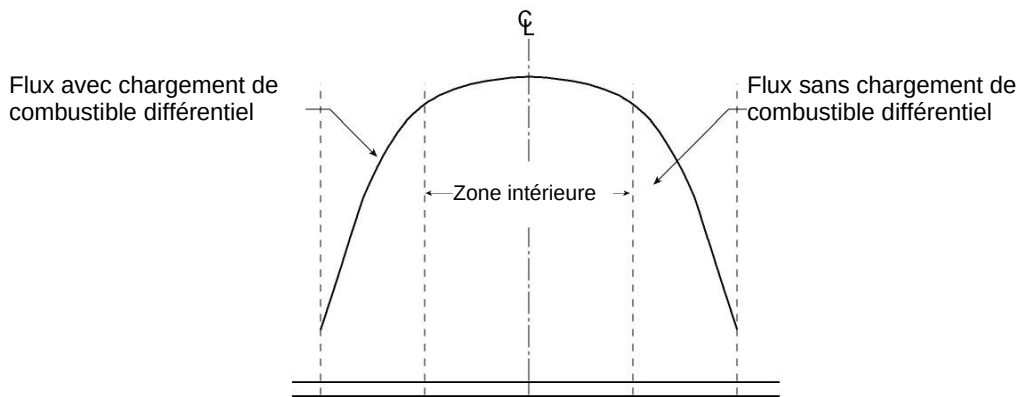


Figure 22.5
Effet du chargement de combustible différentiel

22.5 Oscillations du flux

Jusqu'ici, nous avons supposé que la distribution du flux est statique. Supposons maintenant que sans changer la puissance totale du réacteur, le flux soit augmenté dans une région du réacteur. Cela donne lieu habituellement à un rechargement de combustible dans un canal. Dans la région où le flux est plus élevé, le xénon subit une combustion plus rapide qu'avant le changement et sa concentration diminue. Cette diminution de la concentration de xénon cause une augmentation de la réactivité dans cette région, qui à son tour provoque une autre augmentation du flux. Cela peut donner lieu à une augmentation locale de la combustion de xénon, à une augmentation de la réactivité locale, à un flux plus élevé, et ainsi de suite.

Pendant ce temps, le système de commande essaie de maintenir la puissance brute constante de manière à ce que le flux loin des « points chauds » soit inférieur à ce qu'il était auparavant. Dans la région à faible flux, la concentration de xénon augmente à cause du taux de combustion plus faible, alors que l'iode continue de se désintégrer. Cette concentration accrue de xénon diminue la réactivité dans cette région, ce qui réduit le flux, provoquant à son tour une augmentation de la concentration de xénon, et ainsi de suite. Le flux thermique, et par conséquent la puissance, diminue dans cette région alors qu'il augmente dans une autre région, et la puissance totale du réacteur demeure constante.

Ces excursions de puissance locales ne se poursuivent pas indéfiniment. Dans la région de flux plus élevé, la production d'iode augmente. La production de xénon imputable à la désintégration de l'iode augmente graduellement et finit par réduire la réactivité. Le flux et la puissance diminuent éventuellement. De même, dans la région à faible flux, le xénon qui s'accumule se désintègre éventuellement, en augmentant la réactivité locale et en inversant le flux et la puissance transitoire dans cette région.

De cette manière, le flux et la puissance du réacteur peuvent osciller d'une région à une autre (d'une extrémité à l'autre, d'un côté à l'autre, du dessus vers le bas) à moins que des mesures soient prises pour les contrôler. Des calculs montrent que ces oscillations du xénon (également appelées basculements du flux) se répètent dans une période de 15 à 30 heures.

Étant donné que les oscillations du xénon se produisent à puissance globale constante, elles pourraient passer inaperçues si la distribution du flux n'était pas contrôlée à plusieurs points du réacteur. Ces oscillations constituent un danger pour l'exploitation sûre du réacteur. Elles peuvent provoquer des puissances de grappe ou de canal trop élevées.

L'un des objectifs du système de contrôle de zone liquide consiste à limiter ces oscillations. Il existe 14 compartiments d'eau ordinaire qui contrôlent la distribution de puissance dans 14 zones du réacteur. Chaque zone comporte deux détecteurs de flux qui surveillent la puissance moyenne à l'intérieur de la zone. L'ordinateur à commande numérique utilise les signaux afin d'ajuster les niveaux d'eau ordinaire dans chaque compartiment de contrôle de zone, de manière à maintenir la puissance dans chaque zone près de la moyenne.

Pour voir comment les zones d'eau ordinaire peuvent être utilisées, se reporter à la figure 22.6. Supposons qu'il y a seulement deux zones et qu'un basculement du flux se produit dans la zone 1 et que le flux dans la zone 2 diminue. En augmentant le niveau d'eau dans la zone 1 (compartiment de contrôle), davantage de neutrons sont absorbés. De même, en abaissant le niveau dans le compartiment de la zone 2, on réduit l'absorption de neutrons dans cette zone. Ainsi, les mesures prises dans les compartiments de contrôle de zone ramènent le flux à une distribution plane normale.

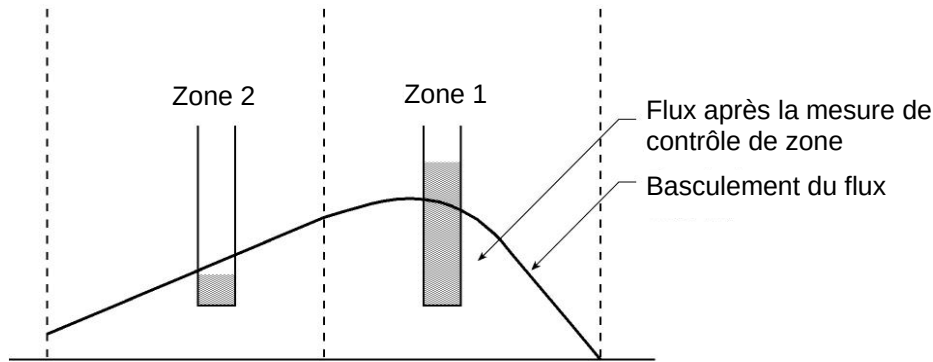


Figure 22.6
Système de contrôle de zone

22.6 Notions principales

- L'aplanissement du flux permet une meilleure distribution du flux dans l'ensemble du cœur.
- L'aplanissement du flux est effectué à la fois dans la direction radiale et dans la direction axiale dans le cœur.
- Les méthodes d'aplanissement du flux utilisées dans les réacteurs CANDU comprennent l'utilisation de réflecteurs, le chargement de combustible bidirectionnel, les barres de compensation, la combustion différentielle du combustible et les zones liquides.
- Les zones liquides sont dynamiques et amortissent les oscillations du flux causées par le xénon 135.

22.7 Exercices

1. Énumérer et décrire brièvement les cinq méthodes d'aplanissement du flux utilisées dans les réacteurs CANDU.
2. Pourquoi l'aplanissement du flux est-il souhaitable?
3. Expliquer comment les zones de contrôle de l'eau ordinaire sont utilisées pour éviter les oscillations du flux.

23 Mécanismes de contrôle de la réactivité

Le combustible devient défectueux s'il n'est pas maintenu humide. Le combustible peut également subir une défaillance s'il génère trop de puissance. Les mécanismes de contrôle de la réactivité contrôlent la puissance du réacteur. Dans ce chapitre, nous allons décrire les dispositifs de contrôle de la réactivité et la manière dont ils fonctionnent.

Les mécanismes de contrôle de la réactivité changent la valeur du facteur de multiplication des neutrons dans le cœur du réacteur. La plupart d'entre eux ont une incidence sur l'absorption parasite des neutrons thermiques dans le cœur. Lorsqu'un dispositif augmente l'absorption parasite dans un cœur, on dit qu'il ajoute de la réactivité négative. On dit des dispositifs qui diminuent l'absorption parasite qu'ils ajoutent de la réactivité.

Les mécanismes de contrôle de la réactivité sont des dispositifs qui augmentent ou diminuent les pertes de neutrons. La plupart de ces dispositifs absorbent des neutrons. Certains de ces dispositifs modifient le nombre de fuites de neutrons hors du cœur. La valeur de réactivité d'un dispositif dépend de sa capacité à modifier Δk . Le changement de la réactivité du cœur permet de contrôler la sortie de puissance du réacteur.

La production de puissance utilise des atomes fissiles dans le combustible. Cela diminue la réactivité du cœur. À court terme, une augmentation du nombre de neutrons peut compenser la perte d'atomes fissiles. Le remplacement du combustible épuisé par du combustible neuf permet de maintenir la réactivité à long terme du cœur. La production de puissance peut se poursuivre pendant une semaine sans rechargement de combustible.

Ces facteurs sont résumés au tableau 23.1. La combustion entraîne une lente diminution de la réactivité. Les autres facteurs changent la réactivité plus rapidement. Les changements de température peuvent modifier la réactivité en quelques secondes ou en quelques minutes. Les effets dits intermédiaires, peuvent changer la réactivité en plusieurs minutes. Ces écarts de réactivité, une fois démarrés, peuvent se poursuivre pendant plusieurs heures ou même plusieurs jours.

Tableau 23.1 Facteurs causant des changements de Δk dans le cœur

Facteur	Temps requis pour un changement de Δk
Combustible; combustion	Long
Rechargement des canaux	Moyen
Changement du xénon suite à un changement de puissance	Moyen
Oscillations du flux	Moyen
Changement de température dans le cœur	Court

Les dispositifs de contrôle de la réactivité accomplissent deux fonctions générales :

- a) Réglage de la puissance du réacteur
- b) Protection du réacteur

Les mécanismes de contrôle de la réactivité qui accomplissent des fonctions de protection, également appelés systèmes d'arrêt, ont pour but de mettre le réacteur à l'arrêt rapidement en cas d'urgence. Chaque tranche possède deux systèmes d'arrêt indépendants. Cela permet de s'assurer que le réacteur sera mis à l'arrêt au besoin.

Les dispositifs de réglage de la puissance du réacteur permettent d'ajuster la réactivité de manière à maintenir la puissance du réacteur stable à la puissance de sortie exigée. Les dispositifs permettent également de répondre aux demandes de changement de puissance du réacteur. Cela pourrait être un changement de puissance requis pour compenser un changement de puissance de sortie électrique ou cela pourrait être une réduction de puissance requise parce que certains systèmes ne sont pas en mesure de gérer la chaleur produite par le réacteur.

23.1 Notions principales

- Lorsque Δk (réactivité) est positif, la puissance du réacteur augmente. Lorsque Δk est négatif, la puissance du réacteur diminue.
- Le rechargement de combustible quotidien remplace la perte de réactivité par combustion, et permet de maintenir la réactivité à long terme dans le cœur.
- Certains mécanismes de contrôle de la réactivité permettent de mettre à l'arrêt rapidement le réacteur en cas d'urgence. Ces mécanismes servent à protéger le réacteur.
- Certains mécanismes de contrôle de la réactivité ajustent la réactivité de manière contrôlée afin de maintenir la puissance du réacteur à la puissance de sortie exigée. Ces dispositifs permettent de modifier la puissance du réacteur. Ils servent à la régulation de la puissance du réacteur.

23.2 Mécanismes de contrôle de la réactivité

23.2.1 Contrôle fin de la réactivité

Le système de contrôle de zone liquide permet de contrôler k avec finesse dans le but de réguler la puissance du réacteur. Ce système maintient la puissance au seuil exigé ou la modifie de manière contrôlée. Il permet également de limiter les oscillations du flux.

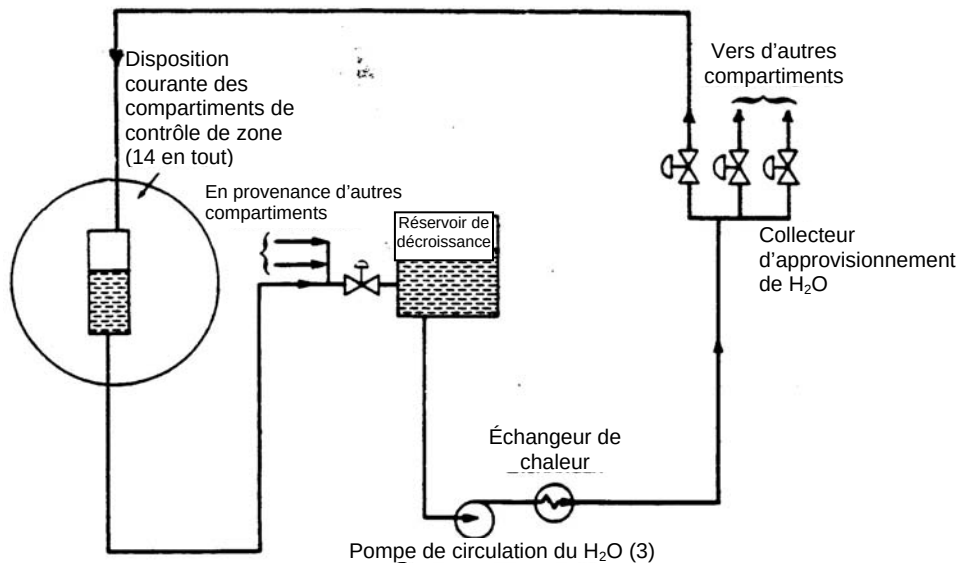


Figure 23.2
Système de contrôle de zone liquide (simplifié)

Il existe quatorze zones de contrôle dans un cœur CANDU. La figure 23.2 illustre la manière dont le système de contrôle de zone liquide contrôle la réactivité dans l'une de ces régions. Le compartiment d'eau ordinaire à niveaux variables se trouve près du centre de chaque zone. Des signaux provenant de l'ordinateur de commande permettent d'ajuster les vannes de contrôle du débit d'eau. Cela augmente ou diminue le niveau d'eau à partir de la position nominale qui est à moitié pleine. Le H_2O absorbe des neutrons, ce qui élève le niveau d'eau dans un compartiment de zone et diminue la réactivité. La réactivité augmente lorsque le niveau d'eau baisse.

La puissance brute du réacteur est régulée en ajustant le niveau de H_2O dans les quatorze compartiments de zone en même temps. L'ajustement indépendant des quatorze compartiments de zone permet d'atténuer les écarts locaux du flux. Cela est nécessaire pour amortir les oscillations du flux. Le cours sur la théorie nucléaire décrit les oscillations du flux.

23.2.2 Contrôle grossier de la réactivité

Le système de contrôle des zones liquides répond continuellement aux mesures de la puissance et fait de petits ajustements de la réactivité. Il ne peut pas effectuer des changements importants ou rapides de la réactivité. Il se remplit complètement ou se vide en essayant de répondre aux exigences de la réactivité.

Les barres absorbant des neutrons (barres de commande et barres de compensation) sont des dispositifs de contrôle de la réactivité qui permettent de modifier la réactivité de manière plus importante. Les ajustements du niveau du modérateur (utilisés à Pickering-A seulement) sont également des moyens permettant d'effectuer des ajustements contrôlés de la réactivité.

Barres de commande

Ces barres absorbant des neutrons sont constituées de tubes de cadmium gainés d'acier. Leur position normale est hors du cœur. Ils sont descendus dans le cœur afin de réduire la réactivité. (La réactivité augmente lorsqu'ils sont retirés du cœur).

La figure 23.4 illustre l'équipement des barres de commande. Un tube guide aligne les barres qui se déplacent entre les tubes de calandre dans le modérateur. Des câbles attachés au moteur permettent de soulever et d'abaisser les barres.

Ces barres permettent de réduire la réactivité afin de contrôler la puissance et de la porter à la valeur exigée lorsque les niveaux de zone

ne sont pas en mesure de le faire. Elles permettent également de réduire la puissance graduellement jusqu'à un niveau fixé d'avance lorsque certaines pièces d'équipement ont subi une défaillance.

En cas de défaillance grave, les barres sont insérées rapidement dans le cœur. Cette réduction rapide de puissance fait partie de la fonction de régulation normale de la puissance.

Des absorbeurs sont utilisés dans tous les réacteurs CANDU sauf dans les tranches de Pickering-A.

Contrôle du niveau du modérateur (Pickering-A seulement)

Le contrôle du niveau du modérateur fait partie du système de régulation dans les réservoirs de drainage. La figure 23.3 illustre les vannes de régulation et les vannes de drainage. La fuite de neutrons hors du cœur augmente à mesure que le niveau du modérateur baisse. Cela permet de réduire la puissance du réacteur. (La réactivité augmente à mesure que la calandre se remplit jusqu'à son niveau de fonctionnement normal).

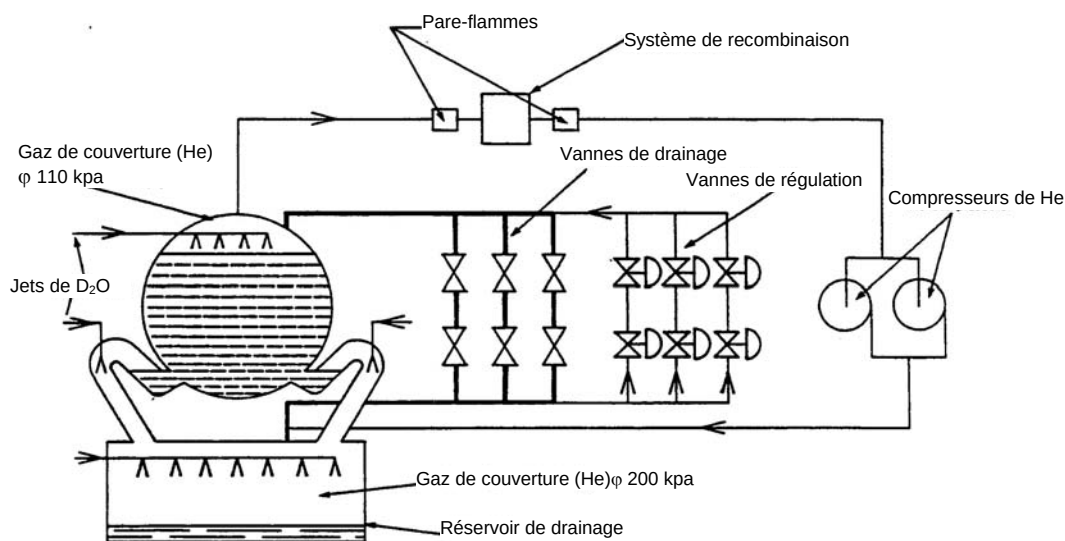


Figure 23.3
Drainage du modérateur et contrôle du niveau à Pickering-A

La notion du contrôle du niveau du modérateur et du drainage du modérateur a été vue précédemment. La pression dans le réservoir de drainage maintient le modérateur dans la calandre. Les vannes de régulation permettent d'ajuster le niveau du modérateur en contrôlant la différence de pression entre le réservoir de drainage et le dessus de

la calandre. Ceci permet de contrôler le débit d'eau lourde provenant de la calandre et se déversant dans le réservoir de drainage. (Les pompes, qui ne sont pas illustrées à la figure 23.3, retournent l'eau provenant du réservoir de drainage vers la calandre.)

Barres de compensation

Les barres de compensation sont des barres qui absorbent des neutrons et qui ressemblent aux barres de commande de la figure 23.4. Elles sont constituées de cobalt dans certaines centrales, et d'acier inoxydable dans d'autres. Le cobalt 59 stable absorbe des neutrons et devient du cobalt 60. Cet isotope radioactif du cobalt est utilisé à de nombreuses fins; traitement de certains cancers, équipement de stérilisation en médecine, irradiation des aliments et appareils à rayons X. La vente de cobalt compense partiellement le coût du combustible irradié qui résulte de l'absorption des neutrons dans les barres de compensation.

La position normale de ces barres est à l'intérieur du cœur. Dans leur position normale, les barres de compensation aplanissent le flux de neutrons en absorbant des neutrons dans la région centrale du cœur.

Une autre fonction des barres de compensation est qu'elles insèrent une réactivité positive lorsque le système de régulation du réacteur l'exige. Le retrait des barres de compensation hors du cœur retire les matériaux absorbants et ajoute de la réactivité positive. À l'origine, elles étaient conçues pour permettre d'éviter les pannes dues à l'empoisonnement en retirant les barres de compensation du cœur à mesure que le xénon s'accumulait.

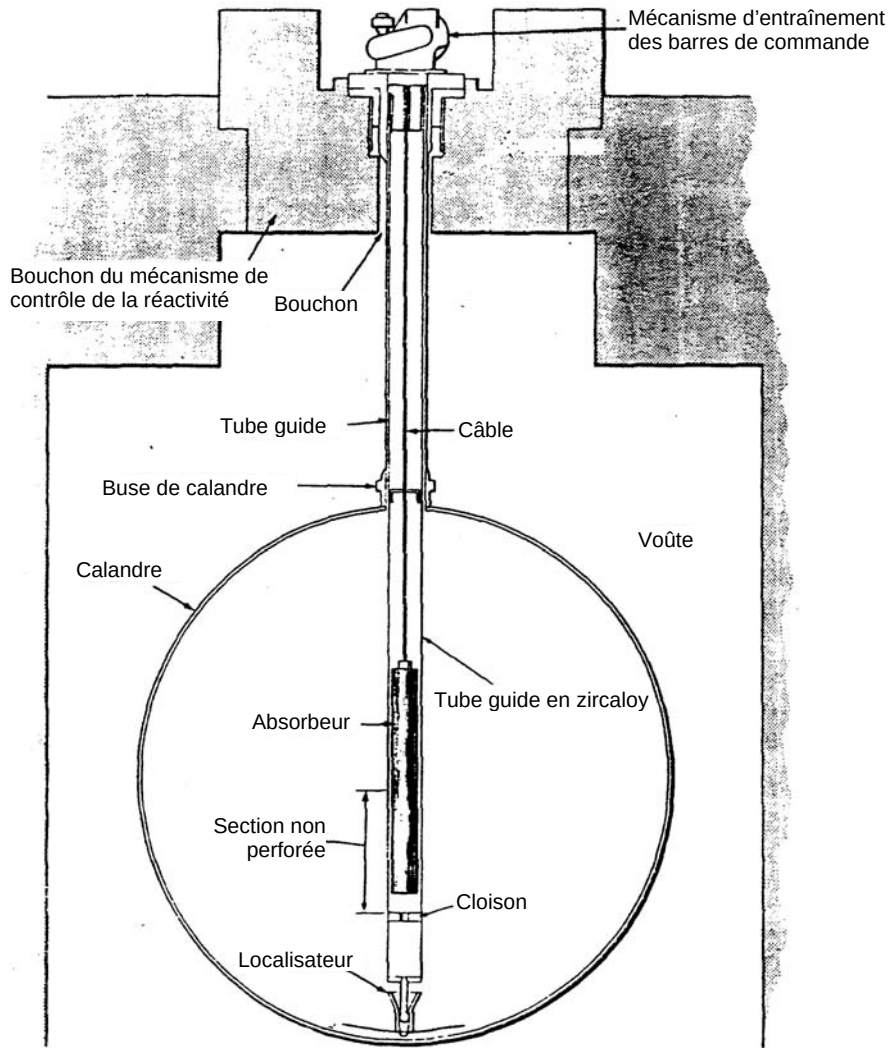


Figure 23.4
Barres de commande, barres de compensation et barres d'arrêt

Une grande insertion de réactivité positive est requise après une diminution de puissance importante. Les réductions de puissance augmentent la quantité de xénon absorbeur de neutrons dans le combustible. Le cours sur la théorie nucléaire décrit ces phénomènes transitoires du xénon. L'addition de réactivité positive en vue de compenser l'absorption par le xénon porte le nom de dépassement de l'empoisonnement par le xénon.

Tous les réacteurs CANDU sauf Bruce-A possède des ajusteurs. Bruce-A a été conçu pour utiliser des barres particulières afin de contrer le dépassement de l’empoisonnement par le xénon, mais celles-ci ne sont plus utilisées.

23.2.3 Réglages manuels et automatiques de la réactivité

Les positions des dispositifs de contrôle de la réactivité dans un réacteur qui fonctionne normalement sont : les barres de compensation insérées dans le cœur, la calandre pleine, les absorbeurs à l’extérieur du cœur et les compartiments de zone presque à moitié pleins. Le système de régulation demande aux dispositifs de régulation brute de fonctionner lorsque les niveaux des compartiments sont trop élevés ou trop faibles. La plupart de ces dispositifs répondent automatiquement.

Les opérateurs peuvent éviter des mouvements inutiles des dispositifs automatiques s’ils veillent à ce que les niveaux de zone ne s’écartent pas trop du niveau moyen de la plage de fonctionnement. Les opérateurs changent les niveaux de zone liquide indirectement en ajoutant manuellement des absorbeurs de neutrons au modérateur grâce au système d’addition de poison liquide, ou en enlevant des absorbeurs à l’aide du circuit d’épuration du modérateur. Par exemple, lorsque le système d’addition de poison liquide est utilisé pour ajouter du poison, le système de régulation maintient la puissance du réacteur stable en abaissant les niveaux de zone.

Une combinaison d’ajustement de concentration de poison et de chargement de combustible régulier permet de maintenir les niveaux de zone dans la plage de fonctionnement normal.

23.2.4 Systèmes d’arrêt automatique

Des instruments permettent de surveiller l’état du réacteur, notamment la pression du circuit caloporteur, la puissance du réacteur et le débit du caloporteur. Toutes mesures qui dénotent un risque possible d’endommagement du combustible, ou un autre état de fonctionnement non sûr, déclenche une mise à l’arrêt du réacteur. La mise à l’arrêt est un mécanisme de protection appelé arrêt du réacteur. L’arrêt survient automatiquement lorsqu’un paramètre de déclenchement (mesure) dépasse le seuil d’arrêt (limite d’exploitation sûre). L’opérateur peut arrêter manuellement le réacteur au besoin.

Les instruments et mécanismes des systèmes d’arrêt sont entièrement distincts des dispositifs utilisés pour la régulation de la puissance du réacteur. Les réacteurs CANDU possèdent deux systèmes d’arrêt distincts destinés à protéger le réacteur. Toutes les tranches utilisent des barres d’arrêt dans le système d’arrêt d’urgence 1 (SAU#1). Tous

les réacteurs CANDU, à l'exception de ceux de Pickering-A, utilisent le système d'arrêt d'urgence 2 (SAU#2) qui est un système d'injection de poison liquide. La figure 23.5 illustre ces deux systèmes courants. Pickering-A a recours au drainage du modérateur à titre de mécanisme de secours pour ses barres d'arrêt.

Figure 23.5

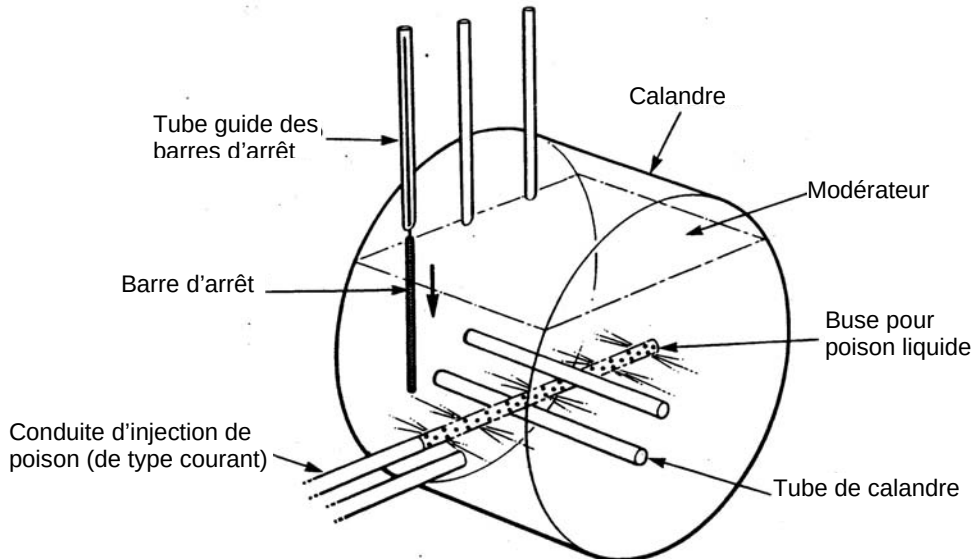


Schéma des barres d'arrêt et du système d'injection de poison liquide

Barres d'arrêt

Les barres d'arrêt du SAU#1 sont des barres qui absorbent des neutrons, et qui sont presque identiques aux barres de commande de la figure 23.4. Un dispositif de serrage électromagnétique les maintient dans leur position normale, dans le tube guide au-dessus du cœur. Un arrêt du réacteur coupe l'électricité qui alimente les dispositifs de serrage. Les barres descendent alors dans le cœur en environ deux secondes. La plupart des centrales utilisent des barres d'arrêt à ressort et à action rapide.

Système d'injection de poison liquide

La figure 23.6 illustre le système d'injection de poison liquide (SAU#2). Le SAU#2 injecte automatiquement une grande quantité de poison absorbant de neutrons en quelques secondes. Il ne faut pas confondre ce système de protection avec le système d'addition de poison liquide, qui est utilisé pour effectuer de petites additions manuelles de poison.

Un signal indiquant l'arrêt du réacteur fait ouvrir les vannes à ouverture rapide illustrées à la figure 23.6. L'hélium à haute pression

fait sortir de force la solution de gadolinium hors des réservoirs de poison de manière à la déverser dans le modérateur. Le poison pénètre dans le modérateur par des tubes horizontaux, à raison de un tube par réservoir. Des buses dispersent le poison dans la calandre sur toute la longueur de chaque tube. À mesure que le réservoir se vide, une bille flottante surnage en suivant la surface de liquide et bloque la conduite de décharge. Cela permet d'éviter que l'hélium n'atteigne la calandre et que sa pression ne devienne trop élevée.

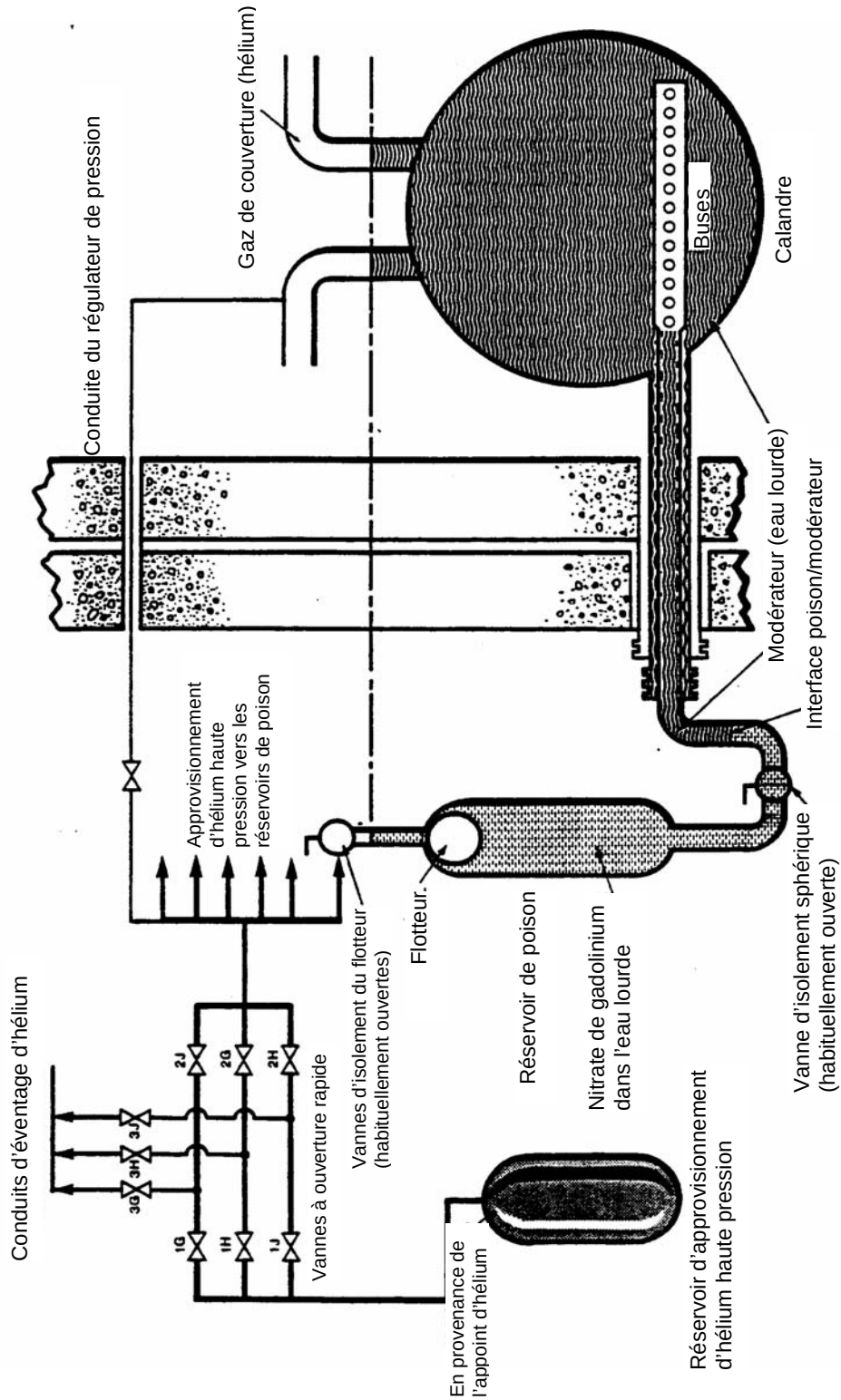


Figure 23.6
Système d'injection de poison liquide

Drainage du modérateur (Pickering-A seulement)

La figure 23.3 illustre le système de drainage du modérateur, que nous avons vu dans un chapitre précédent. Lors d'un arrêt du réacteur, les grandes vannes de drainage s'ouvrent. Cela permet d'égaliser la pression dans la calandre et dans le réservoir de drainage. S'il n'y avait pas de pression dans le réservoir de drainage pour soutenir le modérateur, celui-ci tomberait dans les orifices de drainage vers le réservoir de drainage. À mesure que le niveau diminue, la fuite de neutrons augmente. S'il n'y avait pas de modérateur pour ralentir les neutrons rapides, ceux-ci s'échapperaient ou seraient absorbés sans causer de fission.

23.3 Principes de fonctionnement du mécanisme de contrôle de la réactivité

Le tableau 23.2 résume les principes sous-jacents à chacun des mécanismes de contrôle de la réactivité.

Tableau 23.2 Principes de fonctionnement du réglage de la réactivité

Principe de fonctionnement	Mécanisme de contrôle de la réactivité
Changement dans la quantité de matière fissile dans le cœur	Chargement de combustible
Ajustement des fuites de neutrons hors du cœur	Contrôle du niveau du modérateur
	Drainage du modérateur
Ajustement de l'absorption des neutrons dans le cœur	Contrôle de zone liquide
	Barres de commande
	Barres de compensation
	Barres d'arrêt
	Addition de poison liquide et épuration du modérateur
	Injection de poison liquide

23.4 Notions principales

- Le système de contrôle de zone liquide assure le réglage de la puissance du réacteur pendant l'exploitation normale. Il règle la sortie de puissance brute et aide à aplanir les fluctuations de puissance locale.
- La régulation efficace du réacteur nécessite parfois des changements de réactivité plus importants ou plus rapides que ce que le système de contrôle de zone liquide permet d'obtenir. Des barres de compensation permettent d'augmenter la réactivité. Des barres absorbantes (niveau du modérateur à Pickering-A) permettent de diminuer la réactivité.
- L'opérateur peut faire baisser les niveaux de zone indirectement en ajoutant des absorbeurs de neutrons grâce au système d'addition de poison. Le système de régulation, qui maintient automatiquement la puissance du réacteur à un niveau seuil, permet de faire baisser les niveaux de zone afin de maintenir la réactivité constante. De même, en enlevant le poison du modérateur, l'opérateur peut indirectement augmenter les niveaux de zone.
- Le personnel d'exploitation a recours au chargement de combustible, à l'enlèvement de poison (épuration) ou à l'addition de poison pour éviter que les niveaux de zone ne deviennent trop pleins ou trop vides.
- Des absorbeurs (ou niveau du modérateur) permettent de maintenir la puissance au niveau seuil lorsque les zones de liquide sont trop pleines pour le faire. Ils permettent également de réduire la puissance, soit par une réduction graduelle ou par une baisse soudaine.
- Les effets de la réactivité du xénon sont parfois trop importants pour le contrôle de zone liquide. Des barres de compensation permettent un dépassement de l'empoisonnement par le xénon. Les barres de compensation jouent également un autre rôle. Elles aplanissent le flux dans la région centrale du cœur.
- Les barres d'arrêt, le système d'injection de poison liquide et le drainage du modérateur (à Pickering-A) permettent d'effectuer une mise à l'arrêt rapide du réacteur en cas d'urgence.
- Des barres d'arrêt qui absorbent des neutrons sont insérées dans le cœur lorsqu'un signal de déclenchement coupe

l'alimentation des dispositifs de serrage. Ce système d'arrêt est le système d'arrêt d'urgence numéro un (SAU#1).

- L'hélium haute pression fait entrer de force une solution qui absorbe des neutrons dans le modérateur lorsque les vannes sont ouvertes entre le réservoir d'hélium et les réservoirs d'injection. Il s'agit du système d'arrêt d'urgence numéro deux (SAU#2).
- À Pickering-A, de grandes vannes de drainage s'ouvrent pour diminuer la pression dans le réservoir de drainage. Le modérateur (D_2O) s'écoule hors du cœur vers le réservoir de drainage. Sans modérateur, les neutrons issus de la fission s'échapperaient hors du cœur, ou seraient absorbés sans causer de fission.

23.5 Système d'arrêt deux-sur-trois

Les systèmes d'arrêt d'urgence doivent faire cesser le processus de fission rapidement en cas d'urgence. Le réacteur doit pouvoir être mis à l'arrêt au besoin, mais ne doit pas s'arrêter sans raison. Des arrêts intempestifs risquent d'être coûteux. Après de nombreux arrêts du SAU#1 et tous les arrêts du SAU#2, il est possible de redémarrer le réacteur dans les 35 à 40 heures qui suivent. Mis à part le coût de l'alimentation de remplacement, la réduction de puissance soudaine impose un dur labeur à l'équipement.

Les systèmes d'arrêt d'urgence sont constitués d'équipements très fiables. Des programmes d'entretien et des essais fréquents permettent de s'assurer que les systèmes d'arrêt fonctionnent correctement.

Une partie importante de la fiabilité de ce système est le mécanisme d'arrêt. La figure 23.7 illustre la séquence d'arrêt deux-sur-trois. La figure 23.3 (drainage du modérateur) et la figure 23.6 (système d'arrêt par injection de liquide) illustrent cette disposition de vannes. Des contacts électriques qui ouvrent les dispositifs de serrage en vue de déclencher le SAU#1 possèdent une disposition semblable.

Examinons le système d'arrêt de la figure 23.7. Il possède trois conduites d'hélium. Chaque conduite possède deux vannes en série. Trois canaux indépendants, appelés A, B et C envoient le signal d'arrêt aux vannes. Le signal A ouvre les deux vannes A, le signal B ouvre les deux vannes B et le signal C ouvre les deux vannes C.

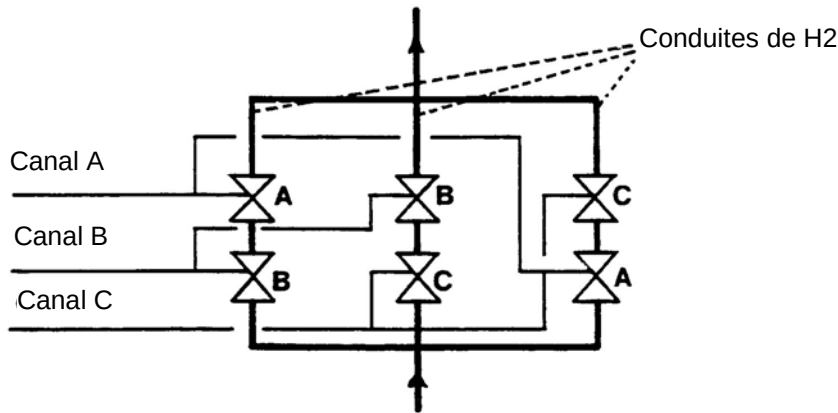


Figure 23.7
Séquence d'arrêt courante

Lors d'un arrêt normal, les trois canaux envoient simultanément des signaux d'arrêt. Toutes les vannes s'ouvrent. L'hélium s'écoule dans les trois conduites, ce qui cause un arrêt par injection de poison ou par drainage du modérateur.

Le système fonctionne également si seulement un ou deux conduites d'hélium s'ouvrent lors d'un arrêt. Pourquoi donc avoir trois conduites? Il existe trois raisons qui expliquent cette disposition de vannes illustrée à la figure 23.7.

- a) Il n'y a aucun arrêt du réacteur lors d'un signal intempestif dans un canal.

Supposons qu'un canal subit une défaillance, ce qui produirait un signal d'arrêt intempestif. Par exemple, une défaillance dans le transmetteur de signaux du canal A pourrait ouvrir les vannes du canal A. S'il n'y a qu'un ensemble de vannes ouvertes, l'hélium ne peut pas passer dans les trois conduites. Il n'y aura donc pas d'arrêt du réacteur.

Un arrêt inutile causé par ce type de défaillance d'équipement nécessite des défaillances simultanées dans les deux canaux pour qu'il y ait arrêt. Un équipement fiable est utilisé et est mis à l'essai et entretenu régulièrement. Pour cette raison, une défaillance unique est improbable. Le risque que deux canaux subissent simultanément des défaillances est extrêmement faible.

- b) Un arrêt survient même si un canal ne réussit pas à répondre à une situation d'arrêt réelle.

Lors d'un arrêt valide, si l'un des canaux ne réussit pas à transmettre un signal d'arrêt, le système fonctionne quand même. Par exemple, un transmetteur défectueux dans le canal A pourrait ne pas être en mesure d'envoyer un signal aux vannes du canal A. Les quatre autres vannes, actionnées par les signaux B et C, s'ouvriront. Le débit d'hélium dans la conduite en l'absence de vanne A ouvertes causera un arrêt du réacteur.

Encore une fois, l'équipement fiable est mis à l'essai et entretenu avec soin pour s'assurer qu'une défaillance unique soit improbable. Des défaillances simultanées dans deux canaux, qui pourraient rendre le système défectueux, sont extrêmement improbables.

Si un système d'arrêt subit une défaillance, l'autre système d'arrêt mettra à l'arrêt le réacteur. L'arrêt du réacteur en cas d'urgence réelle est presque certain.

- c) Séquence d'arrêt « deux-sur-trois » permet d'effectuer l'entretien et les essais requis en cours d'exploitation sans perte de protection.

Un canal unique peut être mis à l'essai grâce à des mises à l'arrêt afin de savoir s'il fonctionne bien. Cela n'arrête pas le réacteur, en autant que les essais soient effectués sur un canal à la fois. Il n'y a pas de perte de paramètre de déclenchement en cas d'urgence réelle pendant les essais. Un signal d'arrêt dans un autre canal déclenchera le réacteur.

Il y a un risque accru de mise à l'arrêt inutile, causé par un arrêt intempestif dans un autre canal pendant les essais. Cela ne met pas en danger la sûreté du réacteur, mais demeure coûteux.

On peut effectuer un certain entretien en marche, un canal à la fois, lorsque le canal est à l'arrêt. Dans cet état, un signal d'arrêt sur l'un ou l'autre des autres canaux causera une mise à l'arrêt. Il n'y a pas de perte des paramètres de déclenchement si une urgence réelle survient pendant l'entretien. Encore une fois, il y a un risque accru de mise à l'arrêt inutile.

Il y a un avantage pour la sûreté si l'équipement qui subit une défaillance cause un signal d'arrêt d'un canal. L'équipement qui fonctionne en cas de défaillance est de l'équipement sûr en cas de défaillance. Par exemple, la défaillance d'un transmetteur du canal A en a) était celle d'un équipement sûr en cas de défaillance, parce que les vannes A se sont ouvertes. La défaillance d'un transmetteur dans l'exemple b) n'était pas un exemple d'équipement sûr en cas de

défaillance. On n'avait rien observé avant que le système soit requis, puis les vannes A ne se sont pas ouvertes.

Les systèmes de sûreté qui comportent des composantes sûres en cas de défaillance sont plus fiables. Supposons qu'une urgence réelle se produit, causant des conditions d'arrêt dans les trois canaux. Dans le premier exemple, comme le canal A s'est arrêté, un signal sur un deuxième canal arrêtera le réacteur. Dans le deuxième exemple, si le canal B ou le canal C ne s'arrête pas, le réacteur ne s'arrêtera pas.

Lorsqu'il s'agit d'équipement sûr en cas de défaillance, comme dans l'exemple a), il est habituellement évident qu'une défaillance est survenue. L'opérateur peut immédiatement ordonner que l'on procède à des réparations. Lorsque l'équipement subit une défaillance passive, comme dans l'exemple b), il est possible qu'on ne remarque pas la défaillance avant les essais courants. Dans l'intervalle, le système n'est pas fiable. Des essais fréquents visant à identifier les défaillances améliorent la fiabilité.

23.6 Notions principales

- Dans un système d'arrêt deux-sur-trois, les dispositifs qui arrêtent le réacteur sont opérés par des signaux canalisés.
- Le dispositif d'arrêt et les signaux d'arrêt canalisés sont disposés de telle manière que deux signaux canalisés sur trois causeront un arrêt du réacteur.
- La défaillance d'une seule pièce d'équipement ne peut pas arrêter le réacteur. Deux ou trois arrêts de canaux sont requis pour un arrêt de réacteur. Cela limite le nombre d'arrêts inutiles.
- Une défaillance unique d'équipement ne peut pas empêcher le réacteur de s'arrêter. Les deux autres signaux d'arrêt de canal sont suffisants pour arrêter le réacteur.
- L'entretien et des essais du système d'arrêt d'urgence peuvent être effectués un canal à la fois sans perte des paramètres de déclenchement. Les dispositifs d'arrêt du réacteur sont activés dans le canal lors des essais ou de l'entretien. Tout autre signal d'arrêt des canaux arrêtera le réacteur.
- L'équipement du système d'arrêt d'urgence est très fiable. Un entretien adéquat permet d'assurer sa fiabilité de manière à ce que les défaillances simultanées d'équipement soient rares. Les

essais permettent d'identifier les défaillances uniques, alors l'entretien peut être effectué.

- Les composants sûrs en cas de défaillance sont des composants conçus pour fonctionner suite à une défaillance. Les systèmes de sûreté qui comportent de tels composants sont plus fiables. Il est plus probable que la défaillance soit remarquée immédiatement et corrigée rapidement, et pendant ce temps, le système continue à assurer la couverture complète des paramètres de déclenchement même si la défaillance n'a pas été trouvée et corrigée.

23.7 Exercices

1.
 - a) Nommer les deux rôles principaux des mécanismes de contrôle de la réactivité.
 - b) Nommer les deux grands principes de fonctionnement des mécanismes de contrôle de la réactivité.
2. Énumérer cinq causes des variations de réactivité autres que les mécanismes de contrôle de la réactivité. Classer les effets dans les catégories suivantes : long terme, moyen terme, ou court terme.
3. Dessiner un tableau dans lequel seront indiqués la fonction et le principe de fonctionnement de chacun des huit mécanismes de contrôle de la réactivité.
4. Nommer le mécanisme de contrôle de la réactivité utilisé particulièrement dans le cas d'un dépassement de l'empoisonnement par le xénon.
5. Donner trois raisons justifiant l'utilisation d'un système d'arrêt deux-sur-trois.
6. Décrire comment fonctionne la séquence logique d'arrêt (deux-sur-trois) servant à arrêter le réacteur :
 - a. Lorsque tout l'équipement du SAU fonctionne normalement;
 - b. Lorsqu'un canal ne s'arrête pas au moment requis.
7. Qu'est-ce qu'un dispositif sûr en cas de défaillance, et comment le fonctionnement d'un dispositif sûr en cas de défaillance dans un équipement de système de sûreté contribue-t-il à la sûreté du réacteur?

24 Injection d'urgence de caloporteur et confinement

24.1 Introduction

Chaque réacteur CANDU possède quatre systèmes spéciaux de sûreté. Nous avons vu les deux systèmes d'arrêt d'urgence, le SAU#1 et le SAU#2. Dans ce chapitre, nous allons voir le système de refroidissement d'urgence du cœur par injection (SRUCI) et le système de confinement. La conception de centrale comprend ces quatre systèmes spéciaux de sûreté en vue de protéger le public contre une fuite de rayonnement nocive.

Pendant l'exploitation normale, cinq barrières se dressent entre la source principale de rayonnement et le public. Les pastilles de combustible céramique contiennent environ 95 % des produits de fission. La gaine de combustible contient l'inventaire des produits de fission libres. Le circuit caloporteur contient les produits de fission provenant du combustible défectueux.

Le système de confinement est la quatrième barrière contre les fuites de rayonnement. Il a pour but de constituer une enveloppe et de la protéger afin d'empêcher les fuites de matières radioactives hors du circuit caloporteur. Cela limite l'exposition du public à la radioactivité dans les cas où les trois premières barrières ne sont plus efficaces.

La cinquième barrière protégeant le public contre l'exposition au rayonnement est la zone d'exclusion de 1 km autour de chaque cœur de réacteur. Cette zone permet aux matières radioactives qui se sont échappées du système de confinement de se diluer dans l'environnement.

Ces cinq barrières protègent le public lorsque la puissance du réacteur est contrôlée, lorsque le combustible est refroidi et que le rayonnement est contenu.

L'arrêt rapide du réacteur protège les trois premières barrières (pastilles, gaine et conduites). Lors de la plupart des excursions de puissance, une réduction rapide de la puissance atteint rapidement le niveau de sortie de chaleur du combustible et en assure le refroidissement. Cela limite la quantité de vapeur générée. Cela empêche la pression du circuit de compromettre le fonctionnement des conduites. Le combustible demeure humide et ne rejette pas de produits de fission.

Lors de certains accidents, il y a rejet de produits de fission. Dans ces accidents, un arrêt rapide du réacteur limite la défaillance du

combustible et les fuites de rayonnement. Ces rejets limités aident les deux barrières finales, soit le confinement et la dilution, à faire un travail efficace.

Le système de refroidissement d'urgence du cœur par injection (SRUCI) protège le combustible et la limite du circuit caloporteur lorsque le refroidissement normal subit une défaillance. Il a pour but de remplir le circuit caloporteur et de le maintenir plein après un accident dû à la perte de réfrigérant primaire (APRP). Cela constitue un autre trajet pour le flux de chaleur qui élimine la chaleur de désintégration.

Le système de refroidissement d'urgence du cœur par injection et le système de confinement doivent fonctionner dans des conditions causées par un accident dû à la perte de caloporteur. Avant de décrire ce système, voici une brève description de ce qui se produit lors d'un APRP.

Le caloporteur s'échappe du circuit caloporteur s'il y a rupture des conduites, ou des garnitures de pompe. Il existe plusieurs types de rupture.

Lorsqu'il s'agit d'une petite brèche du CC, l'équipement de régulation de la pression maintient la pression du circuit caloporteur à un niveau normal. On peut dire qu'il y a fuite. Le système de récupération du D₂O est conçu pour gérer les fuites. Lors d'un accident dû à la perte de caloporteur, la pression du circuit caloporteur diminue inévitablement.

En voici un exemple. Le 1^{er} août 1983, un peu avant midi, le tube de force G16 de la tranche 2 à Pickering-A s'est soudainement fendu. La pression dans l'espace annulaire a fait éclater des soufflets de l'espace annulaire. Le caloporteur s'est échappé lentement plus loin que le palier lisse, par la brèche dans les soufflets.

Moins d'une heure et demie après la rupture du tube de force, les opérateurs ont mis à l'arrêt le réacteur, refroidi le caloporteur et réduit sa pression. Les opérateurs ont contrôlé la réduction de pression CC durant ce temps. Les opérateurs ont géré une mise à l'arrêt contrôlée, en utilisant le D₂O de réserve provenant des autres tranches. Aucun des systèmes spéciaux de sûreté n'a été requis. S'ils avaient laissé le système sans surveillance, la pression aurait diminué graduellement naturellement et les systèmes spéciaux de sûreté auraient fonctionné.

Cet exemple de perte de caloporteur est presque un cas limite qui distingue un APRP d'une fuite. La pression ne pouvait pas être

maintenue élevée et aurait diminué naturellement, comme lors d'un APRP. Toutefois, comme la pression a diminué lentement, les opérateurs ont été en mesure de la contrôler, comme lorsqu'il s'agit d'une fuite.

Lors d'un APRP, la faible pression produit de la vapeur dans le circuit caloporteur. Si cet état persiste, le combustible subit une défaillance et rejette des produits de fission par la brèche. Une rupture importante de conduite (par exemple, un collecteur de réacteur ou une conduite d'aspiration de pompe) crée des conditions de refroidissement difficiles et la plupart des défaillances de combustible s'y rattachent. Lors de ces accidents, une certaine quantité de caloporteur suit un débit inverse et se propage vers la faible pression à la brèche. Selon la taille de la brèche et son emplacement, le débit caloporteur s'arrête brièvement dans certains canaux.

Le refroidissement d'urgence limite les rejets, ce qui aide à maintenir l'efficacité des deux barrières finales. Lors d'un APRP dû à une petite brèche, un arrêt rapide et le fonctionnement du SRUCI permettent d'éviter la défaillance du combustible.

24.2 Notions principales

- Quatre systèmes spéciaux de sûreté protègent le public contre une fuite de rayonnement accidentelle. Ce sont le SAU#1, le SAU#2, le SRUCI et le confinement.
- La mise à l'arrêt rapide du réacteur amène la sortie de chaleur à un niveau équivalent au refroidissement disponible, ce qui protège les trois premières barrières contre les fuites de rayonnement. Ces barrières sont les pastilles de combustible, la gaine du combustible et la limite de pression du circuit caloporteur.
- La mise à l'arrêt rapide aide également les deux dernières barrières (le système de confinement et la zone d'exclusion), en limitant la quantité de matières radioactives rejetées.
- Lors d'un accident dû à la perte de caloporteur (APRP), la pression du circuit caloporteur diminue. La vapeur produite dans le circuit caloporteur compromet le refroidissement du combustible. Lors des ruptures importantes, des produits de fission s'échappent dans le confinement.
- Le but du système de refroidissement d'urgence du cœur par injection (SRUCI) consiste à remplir le circuit caloporteur

après un APRP et de le maintenir plein. Cela constitue un autre trajet pour le flux de chaleur qui permet d'évacuer la chaleur de désintégration.

- Le but du système de confinement est de créer une enveloppe qu'il protège afin de limiter les fuites de rayonnement dans l'environnement.

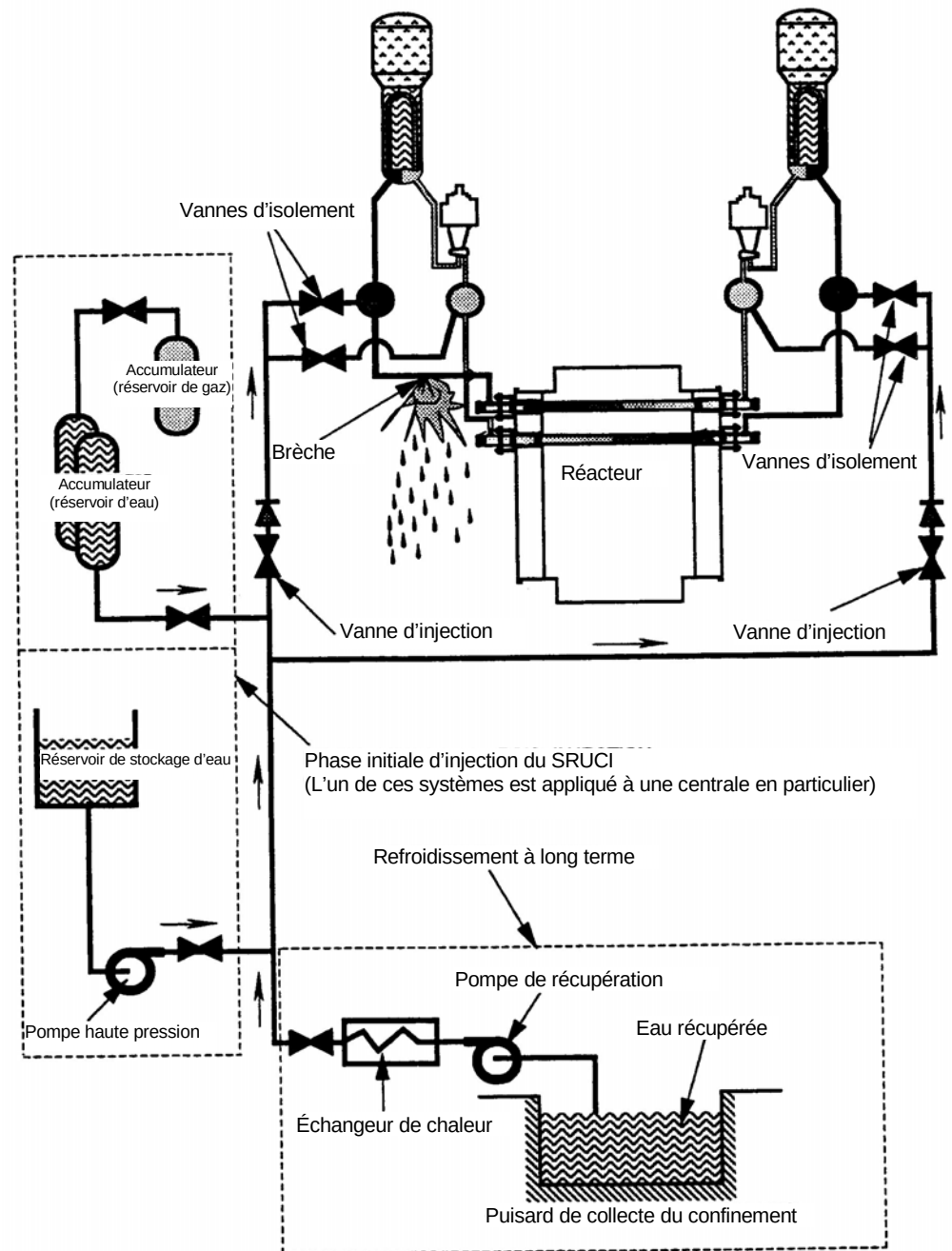


Figure 24.1
Schéma simplifié du système de refroidissement d'urgence du cœur par injection

24.3 Injection de caloporteur d'urgence

Lors d'un APRP, les conditions dans le cœur du réacteur ou le circuit caloporteur déclenchent les systèmes d'arrêt d'urgence. Le système de refroidissement d'urgence du cœur par injection (SRUCI) peut éliminer la chaleur de désintégration, mais pas la chaleur de fission. S'il n'y a pas de mise à l'arrêt, la vapeur haute pression dans le cœur risque d'empêcher le fonctionnement efficace des dispositifs d'injection d'eau de refroidissement d'urgence. L'évacuation de la chaleur sera inadéquate et de nombreux éléments de combustible subiront une défaillance.

La figure 24.1 illustre l'équipement principal d'un système de refroidissement d'urgence du cœur par injection. Dans une centrale à plusieurs tranches, un système unique protège toutes les tranches. La figure 24.1 illustre l'injection d'eau de refroidissement dans une seule tranche. Certaines centrales utilisent la pression de gaz pour forcer le H_2O provenant des réservoirs vers le réacteur. Certaines centrales utilisent des pompes haute pression pour l'injection haute pression.

La faible pression du CC, simultanément avec un deuxième paramètre déclenche automatiquement le système de refroidissement d'urgence par injection. L'utilisation de deux paramètres pour amorcer le système permet d'éviter des injections intempestives. Le SRUCI émet un signal qui ouvre les vannes d'isolement (également appelées vannes d'injection) de la tranche touchée. Ces vannes séparent le H_2O du SRUCI du D_2O du caloporteur. Le signal raccorde également la source haute pression qui force l'eau ordinaire dans les collecteurs d'entrée et de sortie du réacteur. L'injection débute lorsque la pression du CC est inférieure à la pression d'injection du SRUCI.

Le SRUCI injecte de l'eau ordinaire parce que le D_2O est trop coûteux pour une urgence qui pourrait peut-être ne jamais se produire. Après un APRP, l'accroissement de la teneur isotopique du caloporteur doit être l'un des problèmes nécessitant une solution avant que la tranche soit ramenée à l'exploitation.

Les systèmes de RUCI (refroidissement d'urgence du cœur par injection) des différentes centrales sont différents. En fait, il existe deux noms pour décrire ces systèmes dans les centrales : le RUCI et le SRUC pour le refroidissement d'urgence du cœur.

24.3.1 APRP dû à une petite brèche

Lors d'un accident de perte de caloporteur dû à une petite brèche, la pression du circuit caloporteur diminue lentement parce que le taux de fuite est lent. Le caloporteur commence à bouillir et les canaux de

combustible se remplissent graduellement de vapeur. Pendant que le caloporteur bout, la pression du circuit diminue seulement si la température baisse.

Pour que l'injection démarre rapidement, il faut évacuer la chaleur hors du circuit. De grandes vannes sur les générateurs de vapeur s'ouvrent automatiquement pour rejeter de la vapeur, ce qui réduit la température des générateurs de vapeur. L'opérateur peut ouvrir les vannes de purge de vapeur à partir de la salle de commande qui elles ne s'ouvrent pas automatiquement. Le refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur cause un transfert rapide de chaleur depuis le caloporteur vers l'eau des générateurs de vapeur. Cela réduit rapidement la température du circuit caloporteur ainsi que sa pression et l'injection débute. De l'eau froide remplit le circuit et réhumidifie le combustible. Les pompes principales du circuit caloporteur font circuler le mélange de H_2O et de D_2O vers les générateurs de vapeur, ce qui élimine la majeure partie de la chaleur de désintégration.

Une certaine quantité de vapeur et de l'eau chaude s'échappe par la brèche. Cette eau est recueillie par le puisard de récupération du SRUCI. Au besoin, les pompes de récupération retournent cette eau vers le circuit pour le maintenir plein. Les échangeurs de chaleur de récupération refroidissent l'eau avant de la retourner dans le CC.

24.3.2 L'APRP grave

Lors d'un grave accident de perte de caloporteur, la principale source froide est la grande quantité d'eau chaude et de vapeur qui s'échappe par la brèche. La pression et la température du circuit caloporteur diminuent rapidement avec ou sans refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur.

La brèche est le point de pression le plus faible du système. Le caloporteur se déplace des collecteurs d'entrée et des collecteurs de sortie vers la brèche. L'eau injectée aux collecteurs passe par-dessus le combustible chaud et l'humidifie à nouveau. Un mélange d'eau ordinaire et d'eau lourde et de vapeur s'échappe par la brèche.

Pour le refroidissement du combustible à long terme, l'opérateur crée une boucle de refroidissement fermée. La boucle comprend des conduites du circuit caloporteur, un puisard de récupération, des pompes de récupération et des échangeurs de chaleur de récupération. L'eau refroidit le combustible et se déverse de la brèche vers le plancher de confinement. L'eau chaude est recueillie par le puisard de récupération. Les pompes de récupération retournent l'eau récupérée vers les collecteurs du réacteur par les échangeurs de chaleur qui la

refroidissent. Cette boucle de refroidissement peut fonctionner pendant une durée indéfinie.

Lors d'une brèche importante, le CC se refroidit plus rapidement que les générateurs de vapeur. Le refroidissement d'urgence empêche les générateurs de vapeur d'évacuer de la chaleur additionnelle dans le circuit caloporteur.

Les réservoirs d'approvisionnement d'eau haute pression peuvent se vider avant que l'eau se soit accumulée dans les puisards de récupération. Pour éviter cela, un approvisionnement d'eau basse pression injecte de l'eau lorsque l'injection haute pression se termine et avant que la récupération commence. L'approvisionnement basse pression comprend des pompes de récupération, de l'eau tirée d'un réservoir de stockage d'urgence et le système pompe cette eau vers les collecteurs du réacteur.

24.4 Notions principales

- Le SAU#1 ou le SAU#2 ferme le réacteur lors d'un APRP. Cela permet au SRUCI de fonctionner efficacement.
- L'équipement SRUCI comprend un approvisionnement d'eau haute pression, un approvisionnement d'eau basse pression, un système de récupération et des vannes d'isolement/d'injection.
- La pression du gaz fournit l'injection haute pression aux collecteurs du réacteur dans certaines centrales. D'autres centrales utilisent des pompes haute pression.
- L'approvisionnement d'eau basse pression vers les collecteurs utilise des pompes de récupération, qui récupèrent l'eau tirée d'un réservoir de stockage d'urgence.
- Pour le refroidissement à long terme, des pompes de récupération amènent l'eau vers les collecteurs à partir d'un puisard de récupération en passant par des échangeurs de chaleur de récupération.
- Le fonctionnement du SRUCI débute automatiquement lorsque le CC subit une défaillance. Le signal du SRUCI ouvre les vannes d'isolement/d'injection et les vannes qui raccordent la source haute pression.
- Lorsque le système SRUCI se déclenche, de grandes vannes de vapeur sur les générateurs de vapeur s'ouvrent

automatiquement pour amorcer le refroidissement d'urgence. Cela est particulièrement important lorsqu'il s'agit d'un APRP dû à une petite brèche, où les générateurs de vapeur constituent la principale source froide. La brèche est la principale source froide lors d'un APRP grave.

- L'opérateur de salle de commande peut amorcer le fonctionnement du SRUCI et le refroidissement d'urgence à partir de la salle de commande si ces derniers ne se sont pas déclenchés automatiquement.

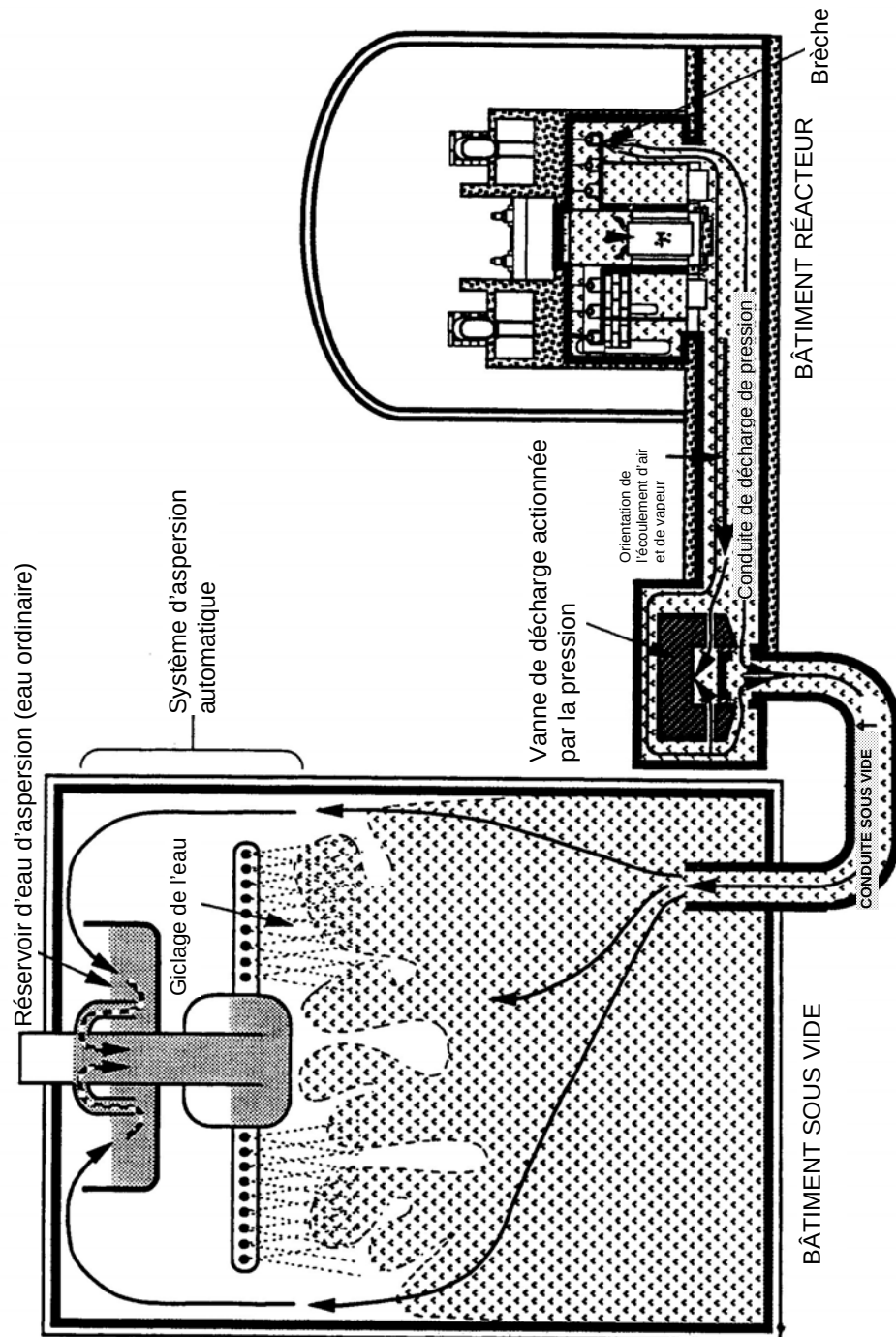


Figure 24.2
Concept du confinement sous vide

24.5 Confinement

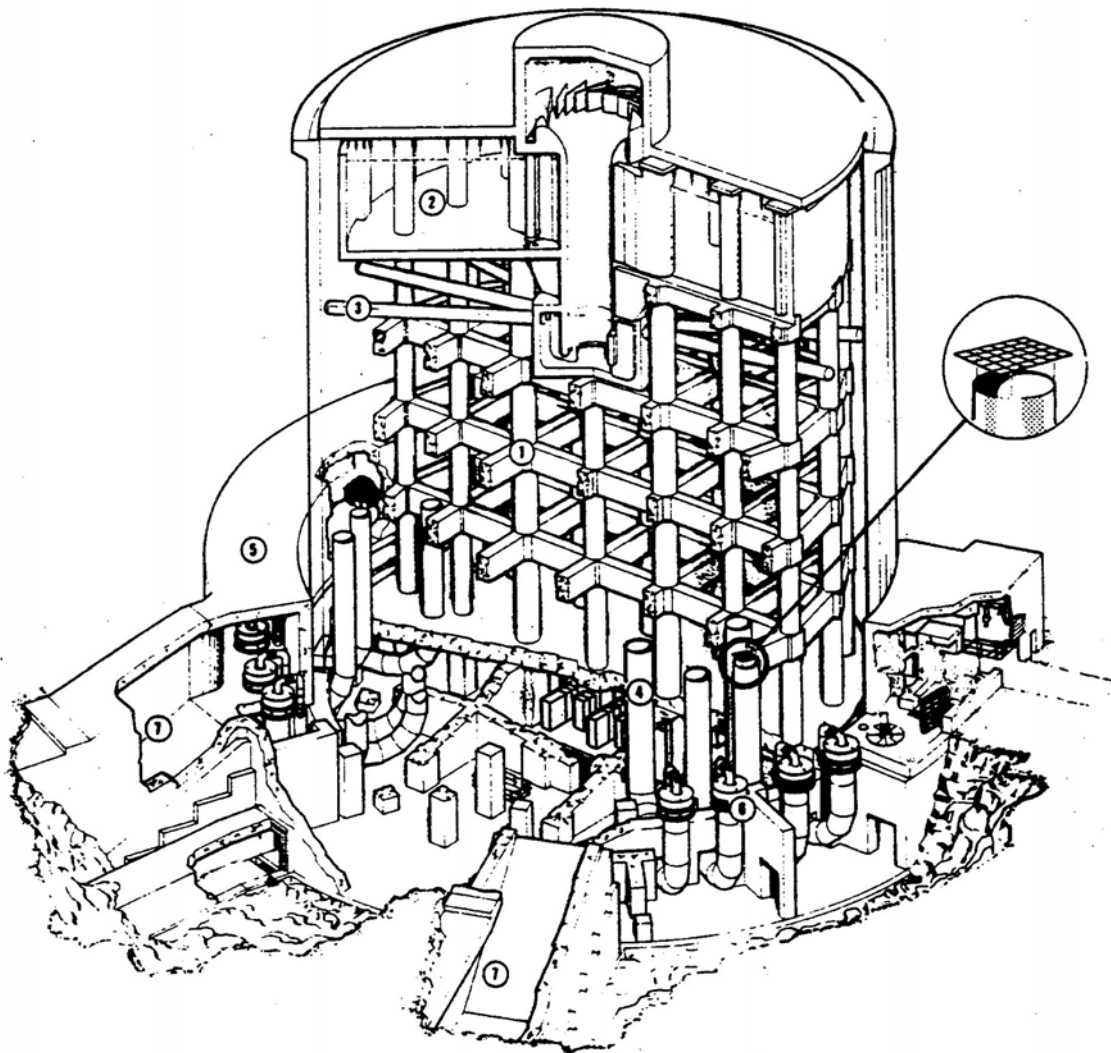
Le système de confinement est en réalité composé d'un groupe de systèmes. D'abord, il y a l'enveloppe elle-même. Elle entoure tous les systèmes nucléaires qui risquent de rejeter des rayonnements. Lors du signal indiquant qu'un APRP s'est produit, l'enveloppe se referme. En fait, les ouvertures de l'enveloppe se ferment pour éviter que des matières radioactives ne s'échappent. Il existe différents dissipateurs d'énergie qui protègent l'enveloppe contre la surpression. Un système d'aspersion condense la vapeur et refroidit l'atmosphère du confinement. Des refroidisseurs d'air évacuent la chaleur. Un système de décharge d'air pur peut être utilisé pour filtrer et décharger l'air, ce qui permet une décharge de la haute pression dans le bâtiment.

Il existe deux types de système de confinement différents pour les réacteurs CANDU : le système de confinement à suppression de pression et le système de confinement à pression négative.

Les centrales à une seule tranche utilisent un système de confinement à suppression de pression (figure 24.6). La structure du confinement, qui est le bâtiment réacteur, respecte les normes du code sur les chaudières et appareils sous pression. Son taux de fuite sous pression est très faible.

Les tranches dans une centrale à plusieurs tranches partagent le bâtiment sous vide. Le bâtiment sous vide fait partie du système de confinement à pression négative. La figure 24.2 illustre un bâtiment sous vide et un bâtiment réacteur qui font tous deux partie de l'enveloppe de confinement. Après un APRP, la pression à l'intérieur de l'enveloppe est inférieure à la pression atmosphérique, ce qui permet d'éviter les fuites.

Le système à pression négative et le système à suppression de pression limitent tous deux les fuites de rayonnement dans l'environnement et le public. Le coût du confinement à pression négative est raisonnable, lorsque plusieurs tranches partagent un bâtiment sous vide. Le confinement à suppression de pression exige un renforcement de chaque tranche. Il est moins coûteux qu'un bâtiment sous vide pour une seule tranche. Il est cependant moins rentable pour une centrale à plusieurs tranches.



- 1 Structure interne
- 2 Réservoir de stockage de l'eau de secours
- 3 Collecteurs de distribution et d'aspersion
- 4 Conduite sous vide
- 5 Collecteur de soupape
- 6 Vanne de décharge
- 7 Conduite de décharge

Figure 24.3
Bâtiment sous vide, vannes de décharge et dispositif d'aspersion

24.5.1 Confinement à pression négative

La figure 24.4 illustre une conduite à décharge raccordant quatre tranches à un bâtiment sous vide par le biais de conduites sous vide. (La conduite de décharge est située dans le bâtiment réacteur du côté des vannes de décharge. Les conduites sous vide sont situées dans le bâtiment sous vide, du côté de ces vannes.) Dans certaines centrales, les conduites de raccord sont souterraines et ne sont pas visibles. La figure 24.3 illustre cette disposition, avec les vannes de décharge dans un collecteur de soupape entourant le bâtiment sous vide.

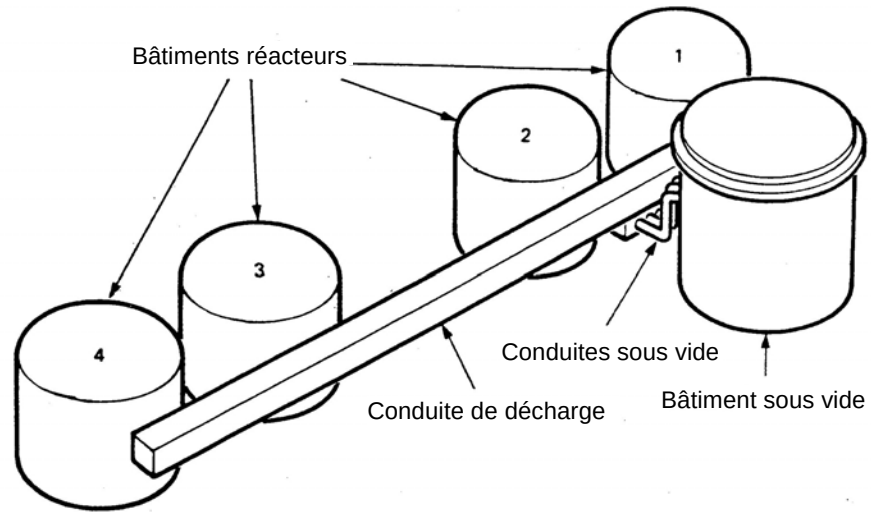


Figure 24.4
Confinement d'une centrale à plusieurs tranches

Certaines centrales dotées de systèmes de confinement à pression négative mettent le plus d'équipement possible à l'intérieur de l'enveloppe de confinement. Cela permet de réduire le nombre d'orifices, mais donne lieu à un plus grand volume de confinement. Un grand volume de confinement nécessite un grand bâtiment sous vide.

D'autres centrales placent le plus d'équipement possible à l'extérieur du confinement. Cela permet d'avoir un meilleur accès à l'équipement et réduit le volume de confinement. Cela permet également d'augmenter le nombre d'orifices du confinement où il pourrait y avoir des fuites de rayonnement. La figure 24.5 illustre ces différences.

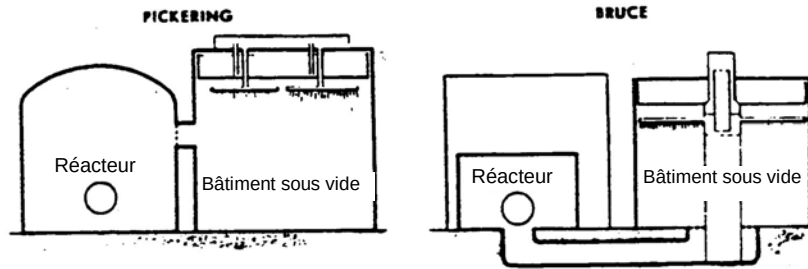


Figure 24.5

Taille du confinement pour les centrales de Pickering et de Bruce

Lors d'un APRP, la pression à l'intérieur du confinement augmente. La pression élevée soulève les vannes de décharge qui raccordent la conduite de décharge au bâtiment sous vide par les conduites sous vide. L'air chauffé et la vapeur s'échappent dans le bâtiment sous vide à faible pression. La pression accrue fait entrer l'eau dans les collecteurs d'aspersion en provenance du réservoir d'aspersion. Les dispositifs d'aspersion refroidissent l'air et condensent la vapeur. En une minute ou deux, la pression à l'intérieur du confinement est encore plus faible que la pression extérieure.

La pression élevée associée à l'accident fait ouvrir les vannes de décharge et déclenche l'aspersion. Dès le signal indiquant un APRP, l'enveloppe de confinement se ferme et ferme le système qui aspire le vide dans le bâtiment sous vide.

En plus des vannes qui sont ouvertes par la pression d'un APRP, il y a de grandes et de petites vannes de contrôle qui modulent la pression à long terme.

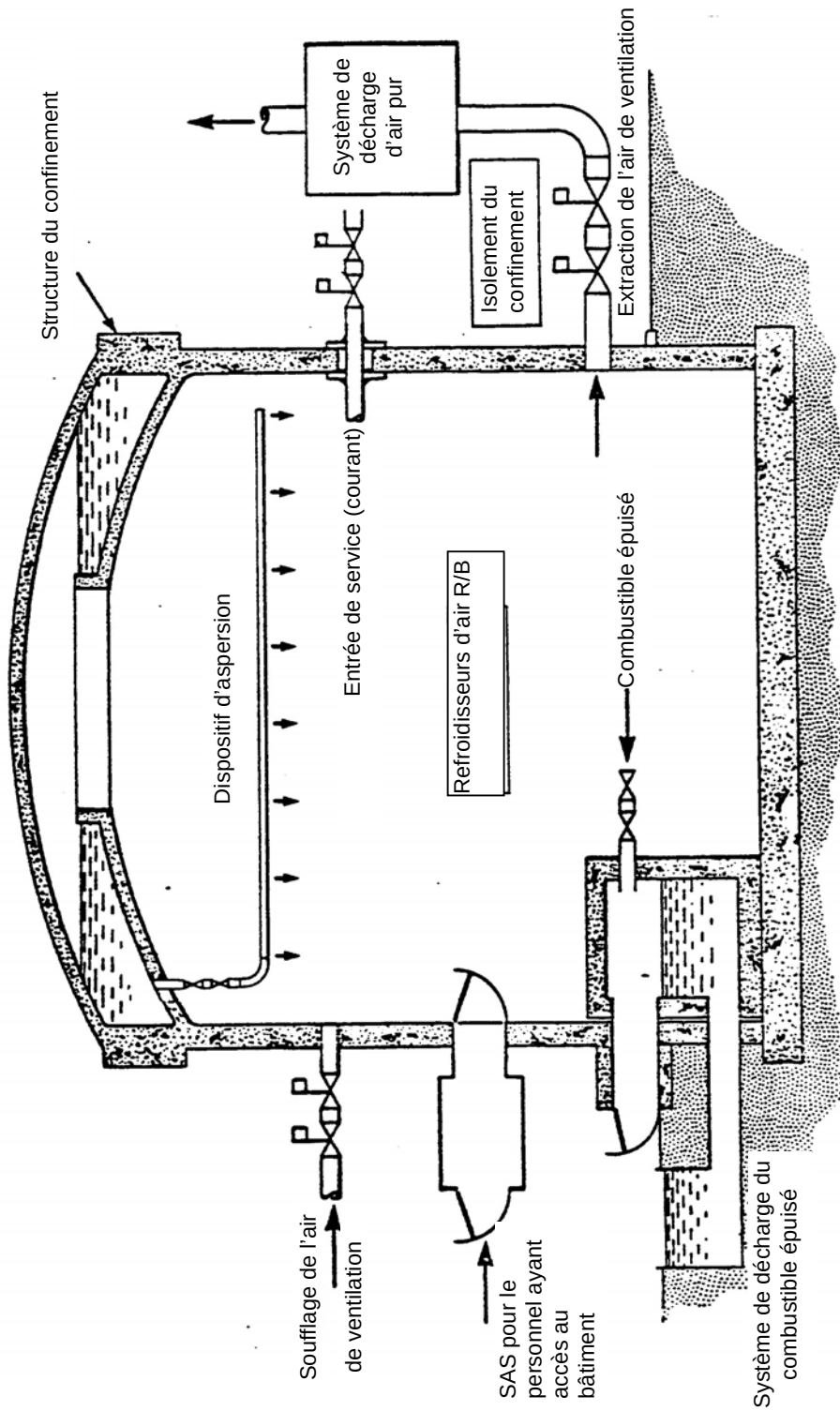


Figure 24.6
Système de confinement à suppression de pression

24.6 Confinement à suppression de pression

La figure 24.6 illustre un système de confinement à suppression de pression. Les murs du bâtiment réacteur sont en béton armé revêtu de résine époxy. Le taux de fuite de cette structure est faible si la pression n'augmente pas trop.

Le réservoir d'eau d'aspersion est situé au-dessus du bâtiment réacteur. Un signal indiquant un APRP referme la structure du confinement et ouvre les vannes d'aspersion. L'aspersion élimine la chaleur et condense la vapeur. Cela permet d'abaisser la pression et de maintenir le taux de fuite à un faible niveau.

24.7 Notions principales

- Le système de confinement comprend un groupe de systèmes. D'abord, il y a l'enveloppe du confinement et le système qui la referme. Ensuite, il y a les dissipateurs d'énergie (l'aspersion, les refroidisseurs d'air et la décharge d'air pur) qui protègent l'enveloppe contre les dommages.
- Le système de confinement à pression négative et le système de confinement à suppression de pression protègent tous deux le public contre les fuites de rayonnement. Les centrales à une seule tranche utilisent un système à suppression de pression. Les centrales à plusieurs tranches utilisent pour leur part un système de confinement avec bâtiment sous vide.
- Le confinement à pression négative utilise un bâtiment sous vide. La décharge de pression dans les bâtiments sous vide se conjugue à l'aspersion pour faire baisser la pression. À l'intérieur de l'enveloppe de confinement, la pression devient vite inférieure à la pression atmosphérique. Cela fait cesser les fuites de rayonnement dans l'environnement.
- Le confinement à suppression de pression utilise une structure en ciment armé avec revêtement. Cette structure possède un faible taux de fuite lorsqu'elle est sous pression. L'aspersion l'aide à maintenir un taux de fuite faible.
- Dans le cas du confinement à pression négative, la pression associée à l'APRP ouvre les vannes de décharge et déclenche l'aspersion. Le signal indiquant un APRP entraîne la fermeture de l'enveloppe et ferme le système sous vide.
- Dans le cas du confinement à suppression de pression, le signal indiquant un APRP déclenche la fermeture et l'aspersion.

24.8 Exercices

1. Quels sont les quatre systèmes spéciaux de sûreté?
2. Comment la mise à l'arrêt rapide du réacteur :
 - a. aide-t-elle le système de refroidissement d'urgence du cœur par injection à jouer son rôle?
 - b. aide-t-elle le système de confinement à jouer son rôle?
3. Décrire comment le système de refroidissement d'urgence du cœur par injection permet d'éviter la fuite de rayonnement dans l'environnement.
4. Énumérer les différents systèmes qui composent le système de confinement.
5. Décrire la manière dont chaque système mentionné précédemment aide à protéger le public contre l'exposition au rayonnement.
6. Préciser les grandes différences qui existent entre le système de confinement d'un bâtiment sous vide et le système de confinement à suppression de pression.
7. Donner un aperçu de la réponse immédiate du système de refroidissement d'urgence du cœur par injection et du système de confinement en cas d'APRP grave.
8. Décrire la réponse à long terme du système de refroidissement d'urgence du cœur par injection en cas d'APRP.

25 Les parties non nucléaires de la centrale

25.1 Introduction

Toutes les centrales électriques fonctionnent selon le même principe : de l'énergie mécanique est communiquée via un arbre, à un générateur qui la transforme en énergie électrique. Seule la source d'énergie les différencie. Les quatre sources les plus répandues sont :

- les turbines hydrauliques,
- les turbines à vapeur alimentées par des combustibles fossiles,
- les turbines à vapeur alimentées par l'énergie nucléaire,
- les turbines à gaz.

Ce chapitre est consacré aux turbines à vapeur alimentées par l'énergie nucléaire et aux différents systèmes utilisés pour convertir l'énergie. La production d'énergie électrique exige d'abord l'extraction de l'énergie thermique, puis sa transformation en énergie mécanique. Ces deux opérations sont réalisées par deux systèmes de transmission d'énergie : le circuit caloporteur et le circuit vapeur-eau d'alimentation. On appelle parfois ces deux systèmes : circuit caloporteur primaire et circuit caloporteur secondaire. Les paragraphes qui suivent couvrent le cycle vapeur-eau d'alimentation, les appareils qu'il comporte, les transferts d'énergie et les dispositifs auxiliaires nécessaires. Les valeurs de pression, de température et autres citées dans le texte, sont approximativement celles correspondant à la production maximale. Les valeurs diffèrent légèrement d'une centrale à l'autre.

25.2 Le générateur de vapeur (la « chaudière »)

Dans les conditions normales de production, le système caloporteur transfère la chaleur du réacteur au caloporteur secondaire via le générateur de vapeur. Le générateur de vapeur est la principale source froide où se dissipe la chaleur du réacteur. La chaleur du réacteur passe du circuit caloporteur à l'eau alimentant le générateur de vapeur. Le générateur produit la vapeur qui actionne la turbine. On utilise une terminologie particulière pour décrire la production de vapeur dans les générateurs.

La figure 25.1 illustre le réchauffement graduel d'un kilogramme d'eau. L'ajout de chaleur augmente la température de l'eau, jusqu'à l'atteinte du point d'ébullition. À l'ébullition, on dit que l'eau a atteint la température de saturation. Ainsi, toute énergie thermique communiquée est transformée en chaleur latente de vaporisation ce qui provoque l'évaporation de l'eau. Au point d'ébullition, la température de l'eau ne varie pas. En ajoutant de l'énergie thermique, on augmente

la valeur du rapport de la quantité de vapeur par rapport à la quantité d'eau. Puisque la vapeur est moins dense que l'eau, elle s'élève au-dessus du liquide. On appelle cette vapeur sans humidité *vapeur saturée* ou vapeur sèche. L'injection d'énergie thermique à cette vapeur saturée augmente sa température qui alors dépassera celle du point d'ébullition. On appelle *vapeur surchauffée*, la vapeur dont la température dépasse celle du point d'ébullition.

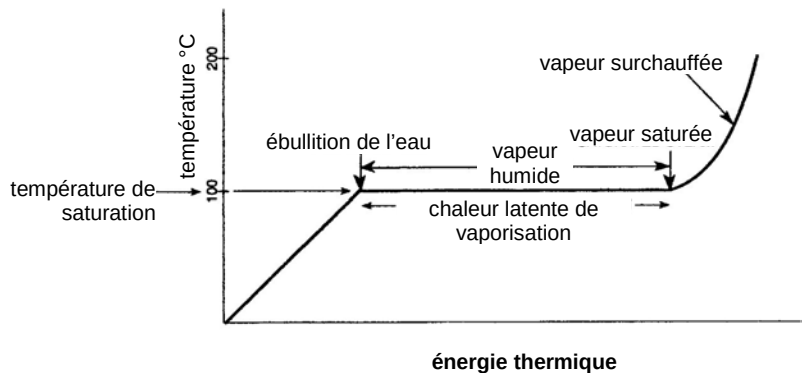


Figure 25.1

La figure 25.2 montre l'effet de l'augmentation de la pression dans le générateur de vapeur jusqu'à 4000 kPa. L'ébullition ne se produit qu'à partir d'une température de 250 °C. Normalement, dans les réacteurs CANDU, la vapeur saturée a une température d'environ 250 °C et une pression de 4000 kPa. La quantité d'énergie emmagasinée dans la vapeur dépend directement de sa température et sa pression : plus elles sont élevées plus la vapeur contient d'énergie. Il est très important de maintenir la pression de la vapeur dans les chaudières (et les générateurs de vapeur).

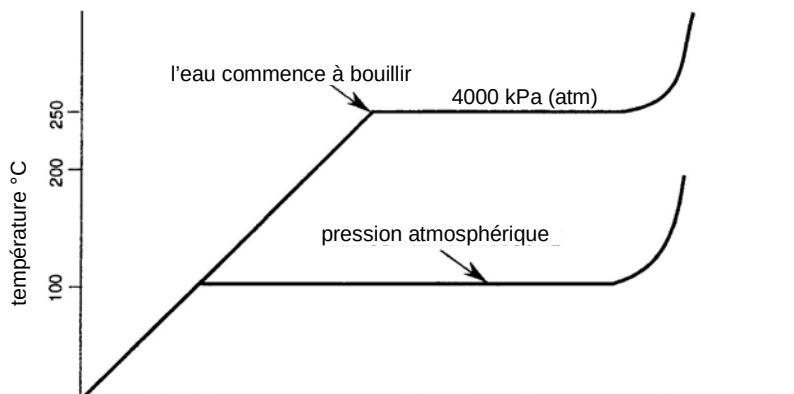


Figure 25.2

La figure 25.3 montre un générateur de vapeur du type couramment utilisé dans les grandes centrales. L'eau lourde chaude et pressurisée entre dans le générateur et pénètre dans les faisceaux de tube. L'eau lourde à l'intérieur des tubes est plus chaude que l'eau d'alimentation à l'extérieur de ceux-ci. La chaleur transférée de l'eau lourde à l'eau d'alimentation, force l'ébullition de cette dernière.

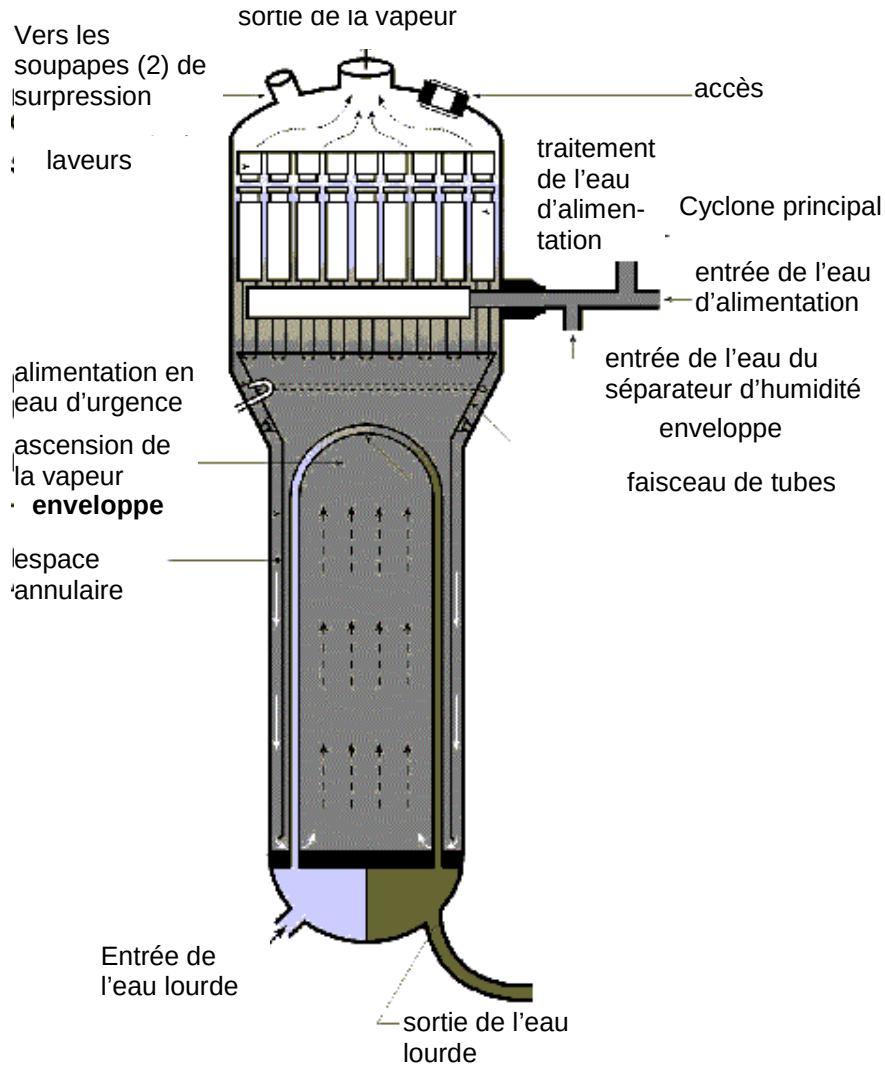


Figure 25.3
Un générateur de chaleur typique

La vapeur qui s'échappe du sommet des faisceaux de tubes contient environ 90 % d'eau. Pour prévenir l'endommagement de la tuyauterie, les vannes et (surtout!) la turbine, la vapeur quittant le générateur doit être sèche. Les séparateurs cyclones situés au-dessus du faisceau de tubes assèchent la vapeur en imprimant un mouvement centrifuge au

mélange vapeur-eau. L'eau, plus dense que la vapeur, est projetée à l'extérieur du séparateur et est évacuée par écoulement. La teneur en eau de la vapeur qui s'échappe du sommet des séparateurs cyclones, bien que faible, est encore trop élevée pour la turbine. Les laveurs de vapeur (ou sécheurs), placés au-dessus des séparateurs cyclones extraient les dernières traces d'humidité.

L'eau extraite de la vapeur dans le cyclone et le laveur s'écoule à l'extérieur de l'enveloppe du tube du générateur, dans l'espace annulaire, jusqu'au fond du générateur pour entrer, de nouveau, en contact avec le faisceau de tubes qui la chauffera et la vaporisera. Il y a environ dix fois plus d'eau qui repasse sur le faisceau de tubes, après avoir descendu par l'espace annulaire, que d'eau d'alimentation entrant dans le générateur.

Dans le générateur, le déplacement de l'eau suit la circulation naturelle et ne nécessite pas de pompage. Le mélange d'eau et de vapeur chauffé par le faisceau de tubes s'élève, puisque l'injection de chaleur diminue sa densité. L'eau rejetée par le séparateur cyclone est plus dense — elle ne contient pas de bulles de vapeur —, et elle retombe dans l'espace annulaire pour être, de nouveau, chauffée.

Pour résumer, le cycle commence par adduction d'eau d'alimentation dans le réchauffeur où elle est portée presque à la température de saturation. Dans le générateur, l'eau d'alimentation circule dans le faisceau de tubes, s'élève et retombe dans l'espace annulaire plusieurs fois jusqu'à ce qu'elle acquière la chaleur latente d'évaporation et quitte, finalement, le générateur sous forme de vapeur quasi saturée.

25.3 Le cycle vapeur-eau d'alimentation

Le cycle vapeur-eau d'alimentation sert (1) à refroidir le fluide caloporteur et (2) transformer la chaleur en énergie mécanique qui sera communiquée au générateur-alternateur. Ce système forme une boucle continue, alimentée en eau légère déminéralisée. Il est composé du circuit de vapeur et du circuit d'alimentation en eau du générateur de vapeur.

25.3.1 Le circuit de vapeur

La figure 25.4 montre le schéma du circuit de vapeur et les éléments types des turbines d'une grande centrale. La soupape de sécurité protège de la surpression les organes du circuit de vapeur. La pression dans le générateur propulse la vapeur dans la turbine haute-pression (HP). La vapeur doit traverser plusieurs vannes avant d'aboutir à la turbine, notamment la vanne d'arrêt d'urgence et la vanne de régulation. En ajustant la quantité de vapeur s'écoulant vers la turbine

avec la vanne de régulation, on peut varier la production d'électricité de zéro à la pleine puissance. Avant de passer par la vanne de régulation, la vapeur traverse la vanne d'arrêt de secours. Cette dernière permet d'interrompre le flux de vapeur, en cas d'urgence, si la turbine risquait d'être endommagée.

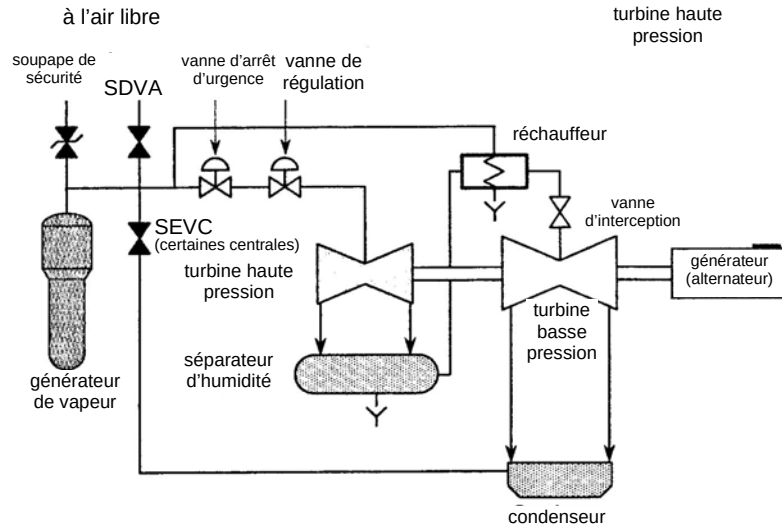


Figure 25.4
Le circuit de vapeur d'un réacteur CANDU

La vapeur franchit la vanne de régulation puis s'introduit dans la turbine haute-pression. Cette dernière convertit en énergie mécanique, la chaleur latente emmagasinée dans la vapeur. Cette transformation d'énergie se traduit par la condensation d'eau dans la vapeur qui devient alors « humide ». Une humidité supérieure à 10 % cause une érosion excessive des lames de la turbine. Retirer l'humidité de la vapeur permet de convertir davantage d'énergie thermique. Le passage de la vapeur dans une turbine basse-pression après la turbine haute-pression permet d'améliorer la qualité de la vapeur et de retirer plus d'énergie de la vapeur sans endommager les turbines.

À la sortie de la turbine haute-pression, la pression de la vapeur est d'environ 900 kPa, sa température 170 °C et sa teneur en eau 10 %. Elle traverse le séparateur d'humidité qui l'assèche. Sa température et la pression sont alors les mêmes qu'auparavant, mais la vapeur n'est plus humide. Elle traverse alors un réchauffeur qui augmente sa température et, donc, accroît la quantité de travail qu'elle pourra effectuer dans la turbine basse-pression. L'énergie du réchauffeur provient de la vapeur produite dans le générateur (de vapeur). À la sortie du réchauffeur, la vapeur est surchauffée, sa température est

d'environ 230 °C et sa pression de 900 kPa. Avant de pénétrer dans la turbine basse-pression, la vapeur doit traverser des vannes d'interception. Tout comme la vanne d'arrêt d'urgence, ces vannes permettent, en cas d'urgence, d'isoler la turbine basse-pression. En condition normale, la vapeur franchit la vanne d'interception ouverte, s'écoule dans la turbine basse-pression d'où elle ressort pour passer au condenseur. Sa pression est, alors, d'environ 5 kPa(abs), sa température 35 °C et sa teneur en eau 10 %.

Si l'on interrompt la circulation de la vapeur vers la turbine, la pression augmentera dans le générateur de vapeur. Ceci peut arriver dans l'éventualité d'un d'arrêt d'urgence de la turbine causé par un bris mécanique. Pour empêcher la création d'une surpression excessive dans le générateur, l'on doit réduire la puissance produite par le réacteur et se débarrasser de la vapeur. Réduire excessivement la puissance du réacteur peut provoquer l'apparition de poisons. Le réacteur peut continuer à fonctionner si l'on maintient sa puissance à 60 % de la valeur maximale. Si l'on peut fournir une autre source froide, on prévient la surpression du générateur, même à 60 % de la puissance maximale. Cette autre source froide peut être l'évacuation de la vapeur dans l'atmosphère ou directement dans le condenseur. Tous les réacteurs CANDU sont équipés d'une soupape à grand débit prévue pour évacuer la vapeur dans l'atmosphère ou le condenseur, alors qu'il fonctionne à 60 % de sa capacité maximale. Ils sont également équipés de plus petites soupapes d'évacuation de la vapeur dans l'atmosphère, pour évacuer la chaleur résiduelle (désintégration des produits de fission) à l'arrêt, si l'on ne peut diriger la vapeur dans le condenseur. On appelle *soupapes d'évacuation de vapeur dans le condenseur* (SEVC) ces vannes qui dirigent la vapeur au condenseur. L'abréviation des soupapes de déchargement de la vapeur dans l'atmosphère est SDVA.

25.4 La turbine à vapeur

La turbine est actionnée par la vapeur produite par le générateur. Elle transforme la pression de la vapeur en énergie cinétique de rotation. Auparavant, les tuyères fixes transforment l'énergie thermique de la vapeur (sous forme de pression) en énergie cinétique des jets de vapeur à grande vitesse. Les tuyères fixes sont formées des ailettes fixes de la turbine. La vapeur est projetée à haute vitesse sur les ailettes mobiles et les force à tourner. On peut voir, à la figure 25.5, comment la vapeur à haute vitesse s'échappe des tuyères et imprime un mouvement aux ailettes mobiles.

Après la première série d'ailettes fixes et mobiles, la vapeur passe par les étages successifs et le processus de conversion d'énergie se

poursuit. Un étage est composé d'un jeu de tuyères formées d'ailettes fixes et d'ailettes mobiles. Une turbine compte normalement plusieurs étages qui permettent d'opérer la transformation d'énergie thermique utile de la vapeur en énergie mécanique. Comme le montre la figure 25.6, les ailettes mobiles sont attachées à une roue solidaire de l'arbre du rotor. La vapeur à haute vitesse qui s'échappe de la tuyère actionne la roue qui à son tour entraîne l'arbre.

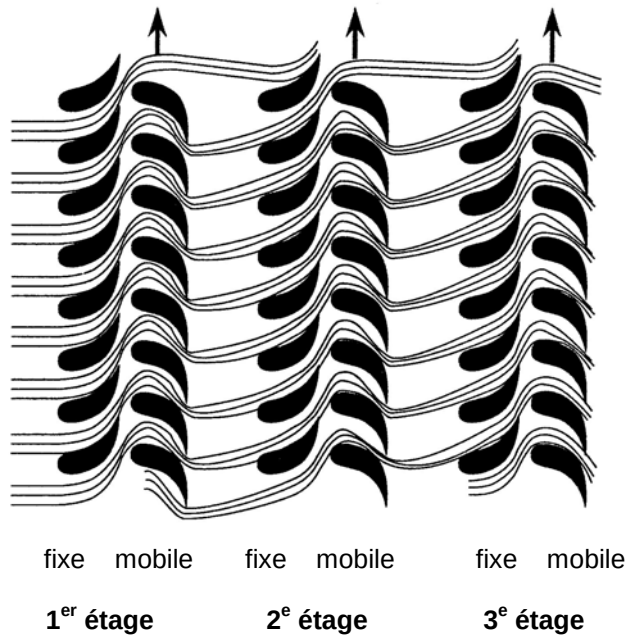


Figure 25.5
Disposition des ailettes fixes et mobiles

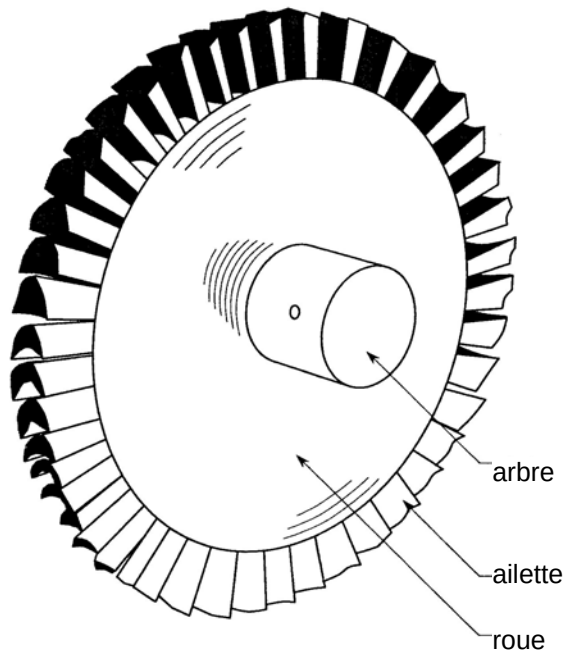


Figure 25.6
Ailettes mobiles, roue et arbre

À la figure 25.7, on peut voir une coupe schématique d'une turbine. La turbine à vapeur comporte un seul arbre auquel sont fixées de nombreuses roues à ailettes. L'enveloppe, ou corps de la turbine, prévient la fuite de la vapeur. Elle est habituellement formée d'une moitié inférieure et d'une moitié supérieure boulonnées, cette dernière pouvant être soulevée pour faciliter l'entretien. Des diaphragmes solidaires du corps portent les ailettes fixes qui forment les tuyères. Des joints étanches installés sur le corps préviennent la fuite de la vapeur pressurisée, aux points de contact des parties fixes et mobiles de la turbine.

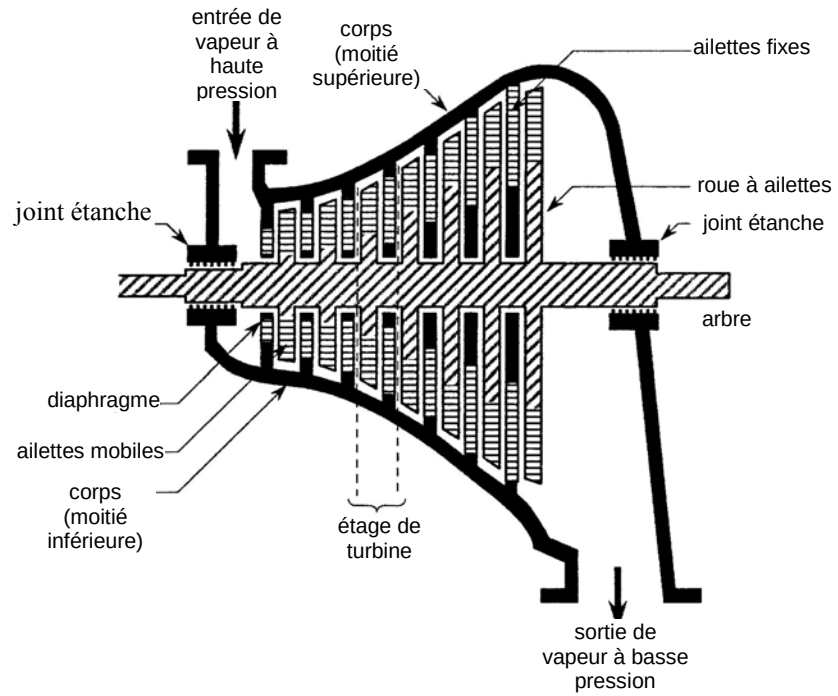


Figure 25.7
Coupe d'une turbine

À la figure 25.8, on peut voir la structure type d'un diaphragme. Les moitiés supérieures et inférieures du diaphragme sont attachées aux parties supérieures et inférieures du corps.

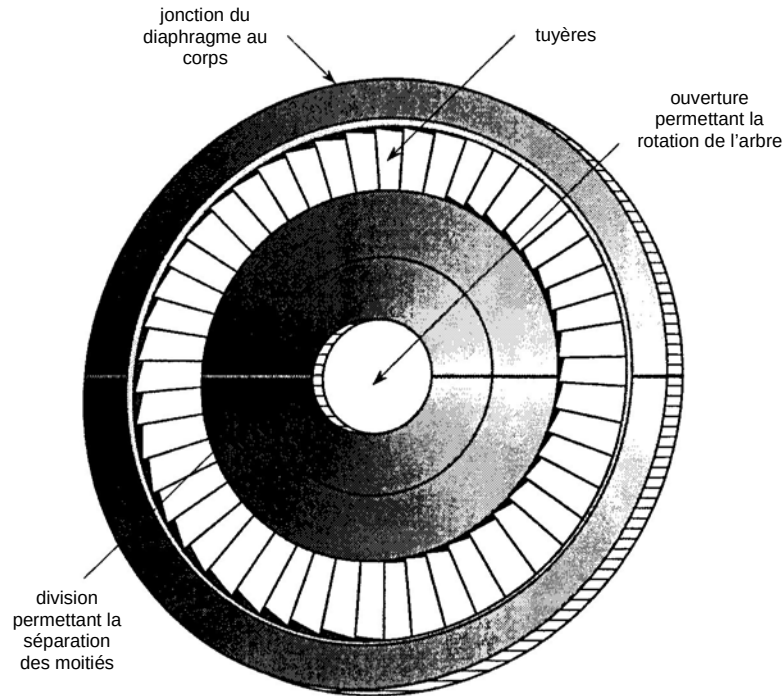


Figure 25.8
Diaphragme de turbine

On peut voir à la figure 25.7 que le corps de la turbine grossit à mesure que la pression de la vapeur diminue le long de la turbine. Cet élargissement est nécessaire pour accommoder l'expansion de la vapeur résultant de la baisse de pression et de température.

Habituellement, à l'entrée d'une turbine nucléaire moderne, un kilogramme de vapeur occupe $0,05 \text{ m}^3$, sa pression et sa température étant respectivement de 250°C et 4000 kPa . Le même kilogramme, lorsqu'il quitte la turbine pour le condenseur a une température d'environ 35°C , une pression de 5 kPa (abs) et occupe $25,2 \text{ m}^3$. De l'entrée à la sortie, le volume de la vapeur est multiplié cinq cents fois. Habituellement, un grand ensemble turbine-générateur ne permet pas une si grande augmentation de volume dans une seule turbine. En règle générale, une turbine haute-pression à double flux évacuera sa vapeur vers deux turbines basse pression ou plus.

La figure 25.9 montre une batterie de turbines typique de celles installées dans les centrales CANDU.

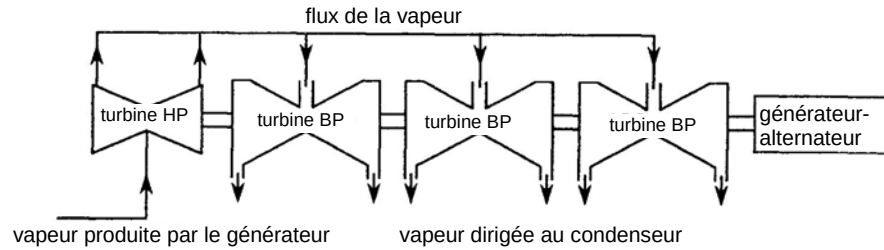


Figure 25.9
Arrangement typique de turbines

Pourquoi installe-t-on des turbines à double flux? Premièrement, une turbine à double flux permet de doubler le volume d'expansion dans une seule turbine. Deuxièmement, elle absorbe la forte chute de pression de la vapeur, qui se traduit par une force exercée sur les roues à ailettes depuis le côté haute pression vers le côté basse pression.

La figure 25.10 montre une turbine à double flux. La vapeur pénètre dans la turbine par le milieu du corps et se dilate vers l'extérieur dans les deux directions, avant d'être évacuée aux deux extrémités de la machine. Chaque moitié de la turbine produit une très forte poussée. La résultante de ces deux poussées antagonistes est très faible et elle est absorbée par un palier de butée placé entre les turbines haute pression et basse pression.

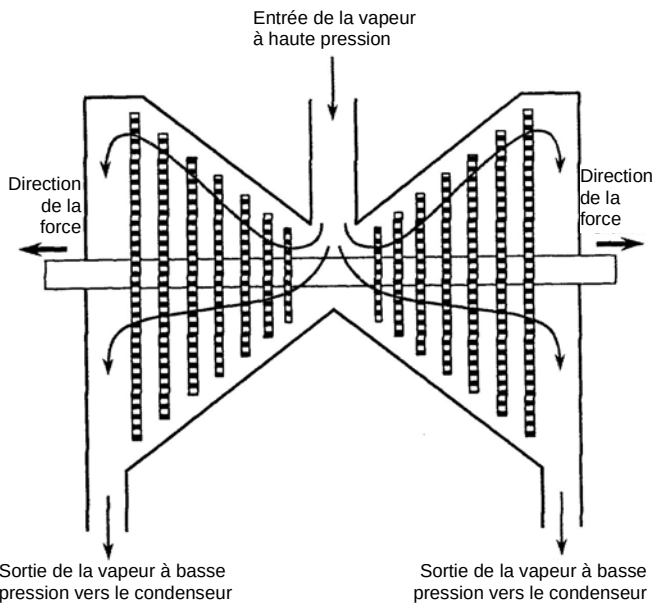


Figure 25.10
Turbine à double flux

25.5 Le Condenseur

Le condenseur est la destination finale de la majorité de la vapeur produite dans le générateur. En extrayant la chaleur latente, il la transforme en eau. La forte baisse de volume qui s'ensuit crée un vide dans le condenseur qui aspire la vapeur, depuis la cuve à haute pression du générateur, jusqu'à la cuve à basse pression du condenseur et, ainsi, permet l'extraction efficace de l'énergie mécanique.

La figure 25.11 montre le condenseur type raccordé à la plupart des turbines CANDU. Il est alimenté par le circuit d'eau de refroidissement du condenseur. D'une part, l'eau pénètre par la chambre d'admission, traverse les tubes du condenseur, puis retourne au lac par la chambre de sortie. D'autre part, la vapeur s'écoule par la conduite d'extraction de la turbine, pénètre dans le condenseur et entre en contact avec la surface externe des tubes du condenseur. Elle se condense et transfère sa chaleur latente de vaporisation à l'eau de refroidissement qui circule en grande quantité dans les tubes. Le condensat s'écoule dans la bêche, au fond du condenseur.

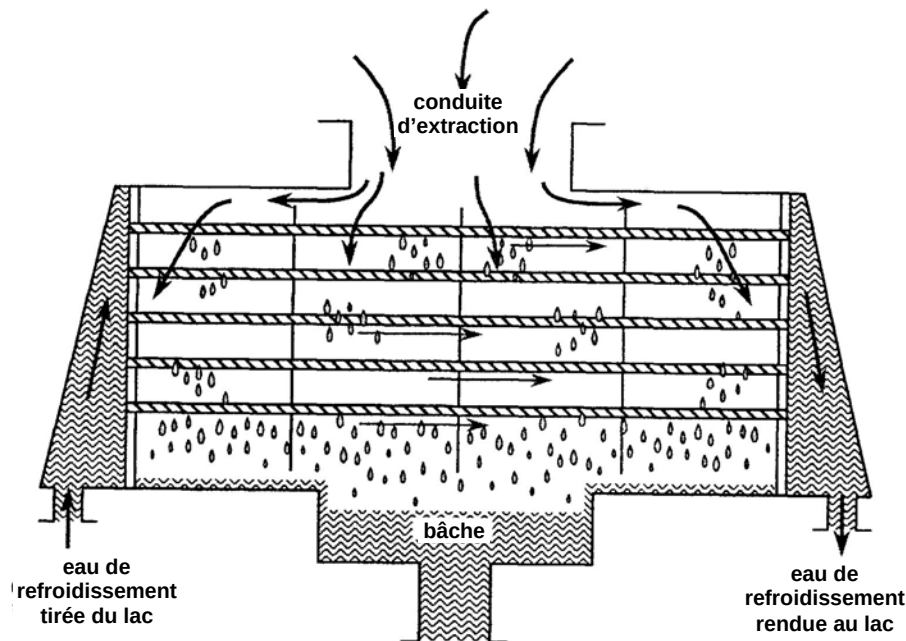


Figure 25.11
Le condenseur

L'écoulement de l'eau de refroidissement maintient le condensat à la température de saturation. La température et la pression dans le condenseur dépendent de la température de l'eau du lac. Puisque la puissance maximale produite du réacteur résulte de la variation de la

pression et de la température d'une extrémité à l'autre de la turbine, la température du lac la fera varier de plusieurs points de pourcentage.

Plus la température et la pression à la sortie de la turbine seront basses, plus grande sera la quantité d'énergie contenue dans la vapeur que la turbine pourra transformer en énergie mécanique. Comme nous le mentionnions plus haut, la température et la pression à la sortie de la turbine s'élèvent à 35 °C et 5 kPa (abs) respectivement. Cette pression est proche d'un vide parfait. En fait, elle permet d'extraire 35 % plus d'énergie que si, à la sortie, la vapeur était à la pression atmosphérique, 101,3 kPa (abs). En condensant la vapeur (25,2 m³ de vapeur se contractent en 0,001 m³ d'eau, donc le volume est divisé par 25 200), le condenseur permet d'obtenir cette faible pression absolue à la sortie de la turbine.

Le circuit vapeur-eau d'alimentation est fermé. En effet, il serait inutile, et coûteux, de rejeter l'eau propre traitée chimiquement et déminéralisée, après qu'elle a fait tourner la turbine. Il serait tout aussi onéreux d'abandonner la chaleur contenue dans les 35 °C du condensat, après avoir précisément ajusté la circulation de l'eau de refroidissement pour maintenir le condensat à la température de saturation et ne pas le refroidir plus que nécessaire.

25.6 Le circuit d'alimentation du générateur de vapeur

La figure 25.12 montre un schéma du circuit de vapeur et du circuit d'alimentation du générateur. Le circuit d'eau d'alimentation se compose de trois parties :

- le circuit d'alimentation à basse pression,
- le dégazeur et la cuve de stockage,
- le circuit d'alimentation à haute pression.

La pression et la température de l'eau s'écoulant du condenseur sont relativement basses. Une série d'échangeurs de chaleur permet d'augmenter la température du condensat jusqu'à 170 °C. Les réchauffeurs portent la température de l'eau à 240 °C, soit presque la température de saturation dans le générateur. Une série de pompes, les pompes d'alimentation du générateur, poussent l'eau d'alimentation dans les générateurs où règne une pression de 4000 kPa.

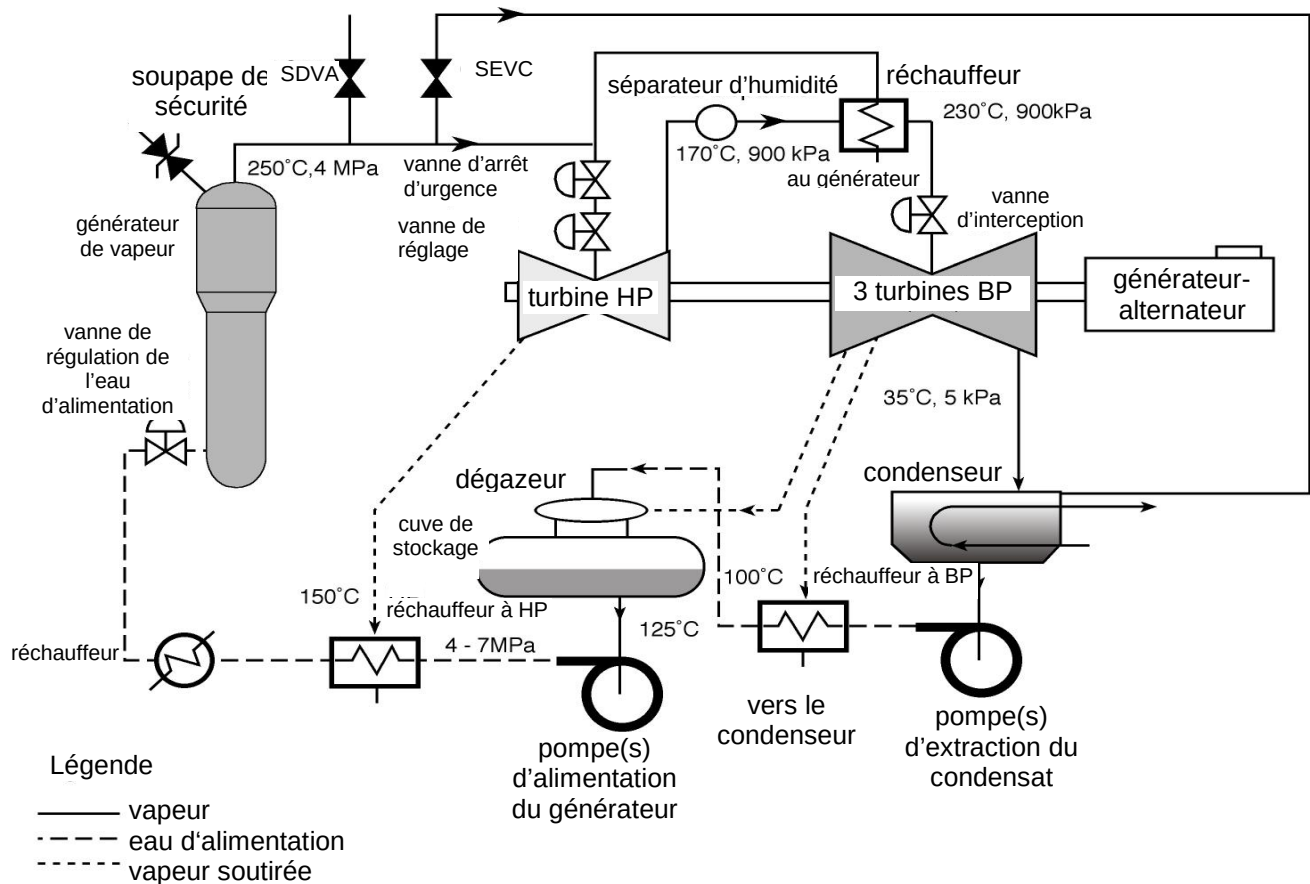


Figure 25.12
Vue schématique du circuit de réchauffement de l'eau et du circuit de vapeur

25.6.1 Circuit de réchauffement à basse pression

Le circuit de réchauffement de l'eau à basse pression constitue le premier étage de chauffage de l'eau d'alimentation du générateur. La pompe d'extraction du condensat achemine le condensat de la bache du condenseur aux réchauffeurs à basse pression. Il règne dans le circuit de réchauffement à basse pression une pression de 1400 kPa, ce qui est peu comparé aux 4000 kPa du générateur de vapeur.

Les réchauffeurs à basse pression utilisent comme source de chaleur la vapeur soutirée des turbines à basse pression. La vapeur soutirée est la vapeur humide extraite du circuit avant qu'elle n'atteigne la sortie, puisqu'elle pourrait endommager les ailettes de la turbine. La vapeur soutirée transfère sa chaleur latente de vaporisation à l'eau d'alimentation, grâce à un procédé identique à celui utilisé dans le condenseur. Une série de réchauffeurs à basse pression réchauffent

l'eau d'alimentation. La vapeur soutirée se condense dans l'enveloppe du réchauffeur. Une pompe séparée récupère ce condensat et l'achemine à la bache du condenseur. Lorsque l'eau d'alimentation quitte le réchauffeur à basse pression, sa température se situe entre 80 et 100 °C. Une fois réchauffée, l'eau d'alimentation s'écoule vers le prochain étage de réchauffement.

25.6.2 Dégazeur et cuve de stockage

L'étage suivant du réchauffement de l'eau d'alimentation est constitué du dégazeur. Il s'agit du récipient le plus élevé du système. Le dégazeur ajoute de la chaleur et retire les gaz non condensables de l'eau d'alimentation. Certains de ces gaz peuvent augmenter la vitesse de corrosion des métaux dans le circuit de réchauffement à haute pression et dans le générateur de vapeur. Tous les gaz non condensables occupent un volume dans le circuit de vapeur, ce qui réduit la quantité de vapeur dans le circuit et, donc, l'écoulement de l'énergie dans la centrale.

On peut voir à la figure 25.13 un dégazeur typique avec sa cuve de stockage. L'eau d'alimentation est admise dans le dégazeur près de son sommet et est pulvérisée sur les plateaux à ruissellement. La vapeur soutirée de la turbine basse-pression pénètre par le fond du dégazeur et remonte. Ainsi, l'eau d'alimentation est chauffée jusqu'à 125 °C. En passant au-dessus des gouttelettes d'eau, la vapeur emporte les gaz non condensables. Comme la vapeur soutirée se condense, les gouttelettes d'eau libèrent les gaz non condensables qui sont alors déchargés dans l'atmosphère. L'eau d'alimentation dégazée et la vapeur condensée s'écoulent du dégazeur à la cuve de stockage. L'eau qui alimente le générateur de vapeur provient de cette cuve.

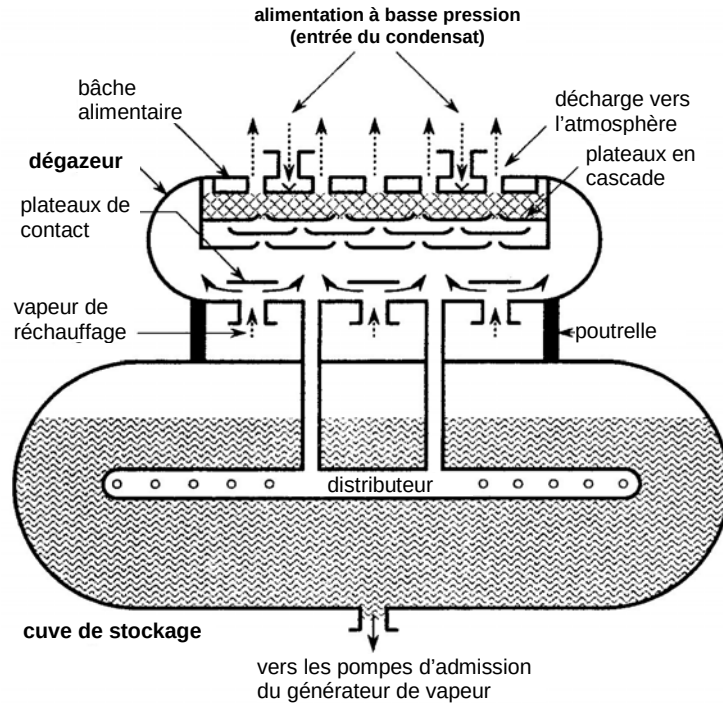


Figure 25.13
Schéma du dégazeur et de la cuve de stockage

25.6.3 Circuit de réchauffement à haute pression

Avant d'arriver au générateur de vapeur, l'eau contenue dans la cuve de stockage du dégazeur doit subir un dernier traitement. Les pompes d'alimentation du générateur aspirent l'eau de la cuve de stockage et augmentent la pression d'alimentation à une valeur entre 4 et 7 MPa. Cette pompe décharge l'eau d'alimentation sous pression dans les réchauffeurs à haute pression. Ces réchauffeurs poussent la température de l'eau d'alimentation jusqu'à environ 170 °C. Le fonctionnement et la construction du réchauffeur à haute pression sont analogues à ceux du réchauffeur à basse pression. La source normale de chaleur est la vapeur soutirée de la turbine haute-pression.

La vanne de régulation règle l'écoulement de l'eau d'alimentation dans le générateur de vapeur. En alimentant le générateur, de façon à compenser la vapeur qui s'en échappe, cette vanne permet d'y maintenir une masse d'eau constante. Pour ce faire, le contrôleur de la vanne compare le flux de vapeur sortant et le flux d'eau entrant et ajuste l'ouverture pour égaliser ces deux flux. Il contrôle également le niveau d'eau dans le générateur et ajuste la vanne pour qu'il soit égal à la valeur de consigne pré-établie.

Il est crucial de conserver un niveau d'eau adéquat dans le générateur. S'il y a trop d'eau, les séparateurs cyclones et les laveurs ne fonctionneront pas correctement, la vapeur qui atteindra la turbine sera humide et pourrait endommager les ailettes de la turbine. S'il n'y a pas assez d'eau, le générateur ne pourra refroidir le liquide caloporteur.

25.7 Système de lubrification

Toutes les turbines et le générateur-alternateur possèdent son arbre, ou rotor, qui est supporté à chaque extrémité par des paliers lisses. Ceux-ci s'échauffent à cause de la friction et de la conduction de la chaleur le long de l'arbre depuis les parties chaudes de la turbine. Les paliers lisses sont normalement garnis d'un métal antifriction, appelé métal blanc ou alliage de Babbitt, formé de plomb et d'étain et dont le point de fusion peut être aussi bas que 182,2 °C. Un circuit de lubrification centralisé permet de protéger les paliers des dommages causés par le contact métal sur métal et la haute température. Cette lubrification allonge la vie utile des paliers et réduit le risque de bris. Un bris d'un palier de l'ensemble turbine-générateur est un incident très grave, qui pourrait causer des dommages importants. C'est pourquoi il est important que le flot d'huile dans les paliers soit suffisant pour assurer la lubrification et le refroidissement.

25.8 Le vireur

Lors du ralentissement d'une turbine occasionné par un arrêt de production, la vapeur plus froide et plus dense s'accumule dans la moitié inférieure du boîtier. En conséquence, la moitié inférieure du rotor refroidit plus rapidement que sa partie supérieure ce qui cause un fléchissement vers le haut de l'axe de la turbine. Par contre, l'arbre d'une turbine au repos et refroidie commencera à s'affaisser sous son propre poids. À une température supérieure à un point critique, si l'on ne tourne pas l'arbre de la turbine, le fléchissement vers le haut pourra devenir permanent. Il faudra donc l'expédier chez son fabricant pour un traitement thermique et une rectification. Le fléchissement dû à la gravité n'est habituellement pas permanent, mais la période nécessaire au redressement de l'arbre est longue. Pour prévenir ces flexions vers le haut ou le bas, le vireur, un mécanisme d'entraînement de l'arbre, mu par un moteur, assure la rotation constante de la turbine.

25.9 Régulation chimique de la qualité de l'eau

Les circuits de vapeur et d'alimentation en eau du générateur dans presque toutes les centrales CANDU sont construits d'acier au carbone, d'alliages de cuivre et d'alliages de nickel. Chaque métal est sensible à la corrosion à partir d'un pH donné. Un pH entre 8,8 et 9,3 est plus ou moins sûr pour tous les métaux utilisés. On ajoute donc de la morpholine ou de l'hydrazine à l'eau d'alimentation afin de

maintenir un pH approprié. On utilise également d'autres méthodes de prévention de la corrosion soient :

- l'extraction de l'oxygène du circuit,
- l'ajout de produits chimiques qui réagissent avec l'oxygène.

Une approche commune est utilisée dans toutes les centrales pour désoxygéner les circuits. La plupart de l'oxygène est retiré du circuit par le système d'extraction d'air du condenseur et le « lavage » par le dégazeur. L'adjonction d'hydrazine à l'eau d'alimentation, après son passage dans le dégazeur élimine l'oxygène restant. Ce composé réagit avec l'oxygène pour produire de l'eau et de l'azote gazeux qui est non corrosif. Malencontreusement, l'hydrazine produit aussi de l'ammoniac qui s'attaque aux alliages de cuivre. Dans les centrales dont les tubes du générateur de vapeur sont en alliage de cuivre, plutôt qu'en acier inoxydable, on ajoute moins d'hydrazine.

Il est essentiel que l'eau d'alimentation soit de bonne qualité, l'utilisation d'une eau de piètre qualité se traduira par des dépôts dans le générateur de chaleur et la turbine qui :

- réduiront le transfert de chaleur, à cause de la présence d'une couche de tartre sur la surface des tubes du générateur,
- augmenteront les risques de fissuration par corrosion sous contrainte, l'une des formes de fracture des métaux soumis à des efforts peu intenses dans un environnement corrosif, et
- provoqueront la corrosion des tubes et d'autres composants.

Toutes ces atteintes réduiront la vie utile des générateurs de vapeur et des turbines. La déminéralisation, le dégazage, la désoxygénation et la régulation du pH assurent la bonne qualité de l'eau. Chaque générateur est équipé d'un système d'évacuation qui permet de se débarrasser de toute impureté qui pourrait s'y trouver. Ce système minimise l'accumulation des impuretés en vidangeant l'eau contaminée. L'évacuation peut être intermittente ou continue, selon la condition de l'eau.

25.10 Risques industriels « classiques » et dus à la radioactivité

25.10.1 Énergie chimique

On ajoute de l'hydrazine, de l'ammoniac et de la morpholine à l'eau dans le circuit d'alimentation du générateur. Une protection adéquate

et une manutention consciencieuse de ces produits permettront de se prémunir des blessures.

On utilise de l'hydrogène pour refroidir le générateur, or ce gaz peut être explosif si sa concentration dans l'air se situe entre 4 et 76 %. De l'air peut s'infiltrer dans le générateur et de l'hydrogène peut s'en échapper. Pour minimiser les risques d'explosion, les joints du générateur doivent être très étanches.

25.10.2 Énergie thermique

Les fuites de vapeur et d'eau d'alimentation chaude constituent un danger de brûlure. Les fuites de vapeur sont souvent invisibles. Ainsi, on devra immédiatement interdire l'accès aux endroits où une fuite a été détectée. Dans la plupart des cas, on devra arrêter un réacteur avant de pouvoir réparer la fuite de vapeur. Les organes de régulation de l'eau d'alimentation chaude et de la vapeur sont portés à des températures élevées. On installera de l'isolation ou des barrières physiques pour prévenir l'exposition du personnel à la chaleur.

25.10.3 Énergie électrique

La plupart des appareils et commandes trouvés dans les parties non nucléaires de la centrale fonctionnent à l'électricité. Plusieurs risques dus au courant continu ou alternatif en découlent. L'énergie nécessaire à leur fonctionnement provient du générateur-alternateur ou est fournie par d'autres sources. Des chocs, des brûlures, voire des arrêts cardiaques peuvent se produire, si l'on ne maîtrise pas ou l'on utilise mal l'électricité.

25.10.4 Énergie mécanique

Tout corps en mouvement ou susceptible de bouger peut constituer un danger mécanique. Les parties mobiles du générateur-alternateur, de la turbine et les composants des pompes et des moteurs posent des risques de lésions par coupure, abrasion ou écrasement.

25.10.5 Énergie sonore

Le risque principal est constitué par le bruit très intense émis lors de l'ouverture inopinée de vannes de sécurité du générateur de vapeur. Ce bruit peut causer une perte temporaire de concentration et des blessures. Le port de dispositifs anti-bruit permet d'atténuer ce risque.

25.10.6 Énergie contenue dans les liquides sous pression

Ce risque est présent dans la plupart des systèmes non nucléaires. Le rejet non maîtrisé d'un liquide pressurisé peut provoquer des perforations, des fractures, de l'abrasion et des blessures par écrasement. Une pression excessive peut provoquer le bris d'appareils

et projeter des bris de composants ce qui pourrait blesser le personnel et endommager d'autres appareils.

L'huile alimentant les vannes hydrauliques et les paliers est sous pression. Tout bris de conduites pourrait provoquer un feu si des sources d'inflammation étaient présentes. Les vannes qui commandent la turbine sont lubrifiées avec un liquide ignifuge, ce qui élimine les risques d'inflammation.

25.10.7 Énergie du rayonnement

Les parois des tubes du générateur de vapeur sont soumises à un grand écart de pression : dans le circuit caloporteur, la pression est de 10 MPa, alors qu'elle est de 4 MPa dans le générateur. Un trou dans un tube provoquera une fuite du caloporteur dans l'eau d'alimentation. Un bris des tubes du générateur pendant l'exploitation provoquera un rejet de D₂O, de tritium (radioactif), de produits corrosifs activés et probablement de produits de fission dans l'eau du circuit d'alimentation du générateur. Si cela se produisait, la vapeur fuyant du circuit principal de vapeur pourrait constituer un risque dû au rayonnement. Une fuite importante entraînera l'arrêt du réacteur, afin de réparer les tubes.

25.11 Exercices

1. Quelles sont les fonctions du cycle de la vapeur et du cycle d'eau d'alimentation?
2. Indiquez la qualité de la vapeur pour chaque lieu mentionné dans le tableau ci-dessous.

Lieu	Teneur en humidité	Température	Pression
Sortie de la turbine haute-pression			
Sortie du séparateur d'humidité			
Sortie du réchauffeur			
Sortie de la turbine basse-pression			

3. Pourquoi trouve-t-on des turbines à haute et basse pressions dans le groupe des turbines?
4. De quelle façon la création d'un vide dans le condenseur améliore-t-elle l'efficacité de la turbine?
5. Quelle est la fonction de chacun de ces éléments?
 - a) Générateur de vapeur
 - b) Vanne d'arrêt d'urgence
 - c) Vanne de régulation
 - d) Turbine haute-pression et turbines basse pression
 - e) Pompes d'alimentation du générateur de vapeur
 - f) Système de lubrificateur
 - g) Vireur
6. Si la turbine était arrêtée, vers quelle autre source froide, l'énergie sortant du générateur de vapeur peut-elle être transférée?
7. Quels sont les trois étages de chauffage de l'eau condensée, et quelles en sont les sources de chaleur?

8. Dans le cycle vapeur-eau d'alimentation, quels sont les principaux problèmes liés à la chimie? Et comment peut-on les minimiser?
9. Quels sont les risques principaux associés à la partie non nucléaire d'une centrale?

26 Autres grands systèmes

26.1 Le générateur-alternateur

26.1.1 Conversion d'énergie dans l'alternateur

Un générateur électrique convertit l'énergie mécanique en énergie électrique. Les éléments fondamentaux d'un alternateur sont :

- la présence d'un conducteur,
- la présence d'un champ magnétique,
- l'existence d'un mouvement relatif entre le conducteur et le champ magnétique.

Lorsque ces trois conditions sont satisfaites, une tension électrique est induite dans le conducteur. Les alternateurs modernes comportent un grand nombre de boucles conductrices permettant de multiplier la tension induite.

La figure 26.1 montre le schéma d'un générateur-alternateur couplé à une turbine à vapeur. Le stator est constitué des conducteurs stationnaires (bobines) et de leur noyau de fer. Les conducteurs (bobines) et leur cœur solidaire de l'arbre forment le rotor.

Sur l'arbre, des bagues collectrices électriquement isolées transfèrent le courant continu qui génère le champ magnétique dans le rotor. Le courant induit circule dans les enroulements du stator, alors que la turbine fournit le couple mécanique à l'arbre du générateur. La rotation de l'arbre produit le mouvement relatif entre le champ magnétique du rotor et les conducteurs du stator. De cette façon, une tension est induite dans les conducteurs du stator. Cette tension est communiquée aux lignes de transmission par un transformateur élévateur.

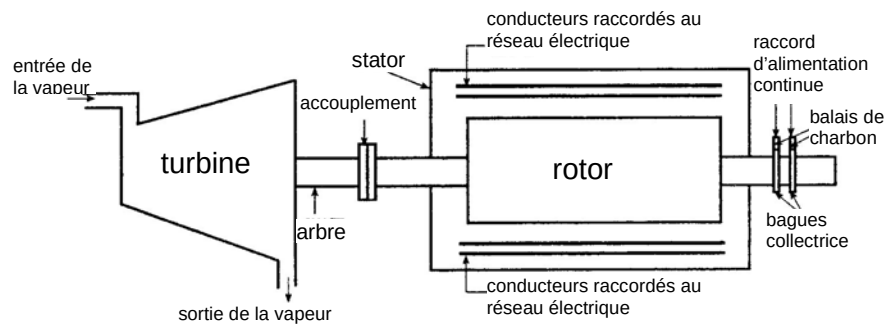


Figure 26.1
Schéma d'un générateur-alternateur couplé à une turbine

La vitesse du rotor d'un générateur détermine la fréquence du courant alternatif. La fréquence des générateurs de tension raccordés au réseau est fixée à 60 Hz. La fréquence de la tension du réseau ontarien étant fixée à 60 Hz, la vitesse de rotation du rotor devra rester constante. Dans les centrales nucléaires, cette vitesse est normalement de 1800 tours/minute.

La demande d'électricité des clients de Hydro One crée une charge sur le réseau électrique ontarien, ce qui augmente le couple antagoniste sur l'arbre de la turbine. En réaction à l'augmentation du couple antagoniste, la turbine devrait décélérer, ce qui devrait réduire la fréquence. Pour compenser l'augmentation du couple antagoniste, on admet plus de vapeur dans la turbine, ce qui se traduit par une puissance mécanique supérieure de l'arbre et permet donc de maintenir la vitesse de rotation du générateur.

26.1.2 Refroidissement du générateur-alternateur

Les générateurs-alternateurs modernes d'une centrale à vapeur sont des machines d'une grande efficacité. Environ 98 % de l'énergie mécanique communiquée à l'arbre par la turbine est transformée en énergie électrique. Les 2 % manquants sont perdus sous forme de chaleur en divers points du générateur-alternateur. Cette fraction peut paraître insignifiante, tant que l'on ne considère pas que 2 % d'un réacteur de 750 MW équivalent à 15 MW. Toute cette puissance est (re)convertie en chaleur, ce qui équivaut à placer un appareil de chauffage de cette capacité à l'intérieur de la machine.

La chaleur produite dans un générateur provient de plusieurs sources, notamment la turbulence (friction gazeuse) entre le rotor et le gaz de refroidissement en circulation, le réchauffement des bobines du rotor et du stator dû à la résistance au courant, et le réchauffement des éléments physiques du rotor et du stator dû au courant induit.

La moindre augmentation de la température de fonctionnement du générateur se traduit par l'endommagement rapide de l'isolation des bobines. C'est pourquoi on a prévu deux circuits de refroidissement. Le premier circuit assure le refroidissement par la circulation d'hydrogène dans le générateur. Ce gaz présente les avantages suivants :

- sa capacité thermique est supérieure à celle de l'air,
- il cause moins de dommage à l'isolation,
- il est moins dense que l'air et la turbulence produit moins de chaleur.

Il comporte le désavantage d'être explosif lorsqu'il est mélangé à l'air. Pour prévenir ce risque, les joints du générateur doivent être très étanches afin d'éviter l'entrée d'air dans le générateur ou la fuite d'hydrogène. Lors du remplissage ou du vidage du générateur, on doit suivre des procédures pour éviter de créer un mélange explosif.

Le circuit de refroidissement à l'hydrogène ne suffit pas, il doit être complété par un circuit de refroidissement à l'eau du stator. Les conducteurs du stator sont creux, ce qui permet la circulation d'eau. Cette eau doit être d'une pureté exceptionnelle pour éviter la fuite de courant des conducteurs du stator, vers la masse, via le liquide de refroidissement.

L'utilisation combinée de l'hydrogène et de l'eau suffit à refroidir des générateurs pouvant produire jusqu'à 1500 MW, une puissance dépassant celle de tout générateur-alternateur utilisé dans une centrale CANDU.

26.2 Circuits électriques

26.2.1 Éléments principaux

On peut voir à la figure 26.2 un schéma du raccordement d'une centrale CANDU au réseau électrique.

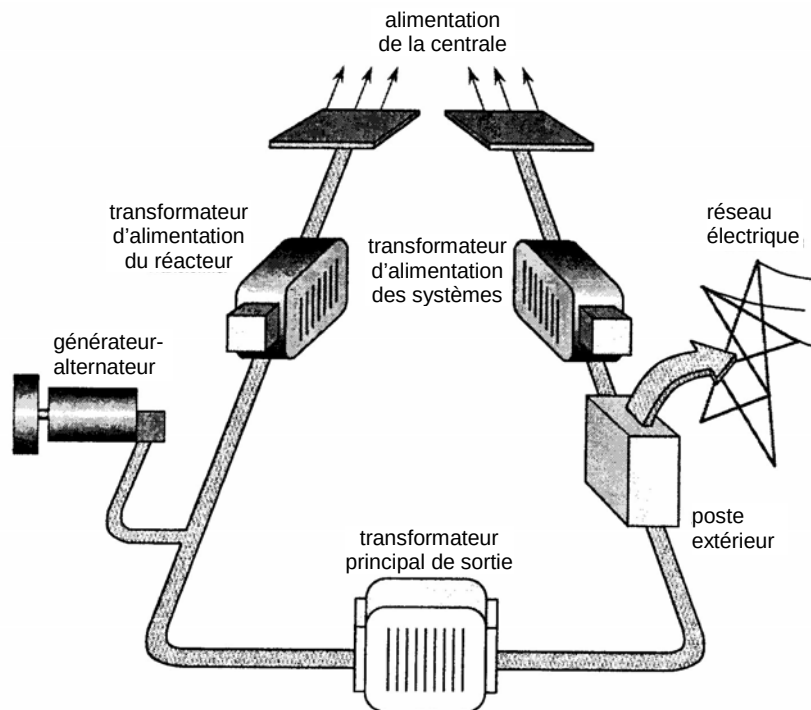


Figure 26.2
Sortie principale de la centrale et circuit de distribution

Le transformateur principal élève la tension électrique produite par le générateur-alternateur pour qu'elle soit égale à la valeur du réseau de Ontario Power Generation. Pour une même puissance, une tension plus élevée se traduit par un courant moins intense et, donc, par une réduction des pertes en ligne, étant données les longues distances requises pour le transport de l'énergie.

Cette énergie électrique est distribuée au poste extérieur. Son utilisation augmente la fiabilité globale, puisqu'il permet d'aiguiller la sortie du générateur vers les lignes de sortie disponibles, d'isoler une ligne ou un générateur défectueux et, au besoin, de fournir, à partir du réseau, l'électricité nécessaire au fonctionnement d'un réacteur.

Pour satisfaire à ses besoins d'énergie, un réacteur peut s'alimenter à deux sources :

1. Le transformateur d'alimentation du réacteur est branché directement au générateur-alternateur. C'est un transformateur abaisseur, il réduit la tension de sortie du générateur à celle appropriée au réacteur.
2. Le transformateur d'alimentation des systèmes s'alimente directement du réseau. Il s'agit aussi d'un transformateur abaisseur, il réduit la tension électrique du réseau à celle appropriée au réacteur.

Le transformateur d'alimentation du réacteur est la principale source d'énergie, le transformateur d'alimentation des systèmes est une source auxiliaire d'énergie pour le réacteur, ainsi la source principale d'une partie des charges communes de la centrale.

26.2.2 Priorités d'alimentation

Dans une centrale, les charges du réseau électrique n'ont pas toutes la même importance. Il est crucial de s'assurer que certaines charges (p. ex. les relais de protection) sont toujours alimentées alors que d'autres (p. ex. la climatisation des bureaux) peuvent être débranchées quasi indéfiniment. Pour gérer ces différents besoins, on a classé les charges en quatre catégories d'alimentation, selon l'urgence ou l'importance de les alimenter. On a assigné à chaque catégorie une source d'énergie normale et une source de relève (auxiliaire). Cette dernière est activée lorsque la source normale d'énergie ne peut assurer l'alimentation. Chaque catégorie de source d'énergie alimente des barres omnibus paires et impaires. On a réparti l'alimentation des appareils entre des barres paires et impaires pour en assurer l'indépendance. Ainsi, la « perte » d'une barre omnibus n'implique pas l'interruption de

l'alimentation de tous les appareils similaires. Dans le cas des équipements dupliqués — par exemple une pompe et sa pompe de relève, chacune pouvant assurer 100 % de la fonction — si un appareil est alimenté par la barre impaire, son *double* le sera par la barre paire. On peut voir à la figure 26.3, les quatre catégories de puissance, les sources d'alimentation de relève de chacune, ainsi que l'organisation paire-impair de l'alimentation.

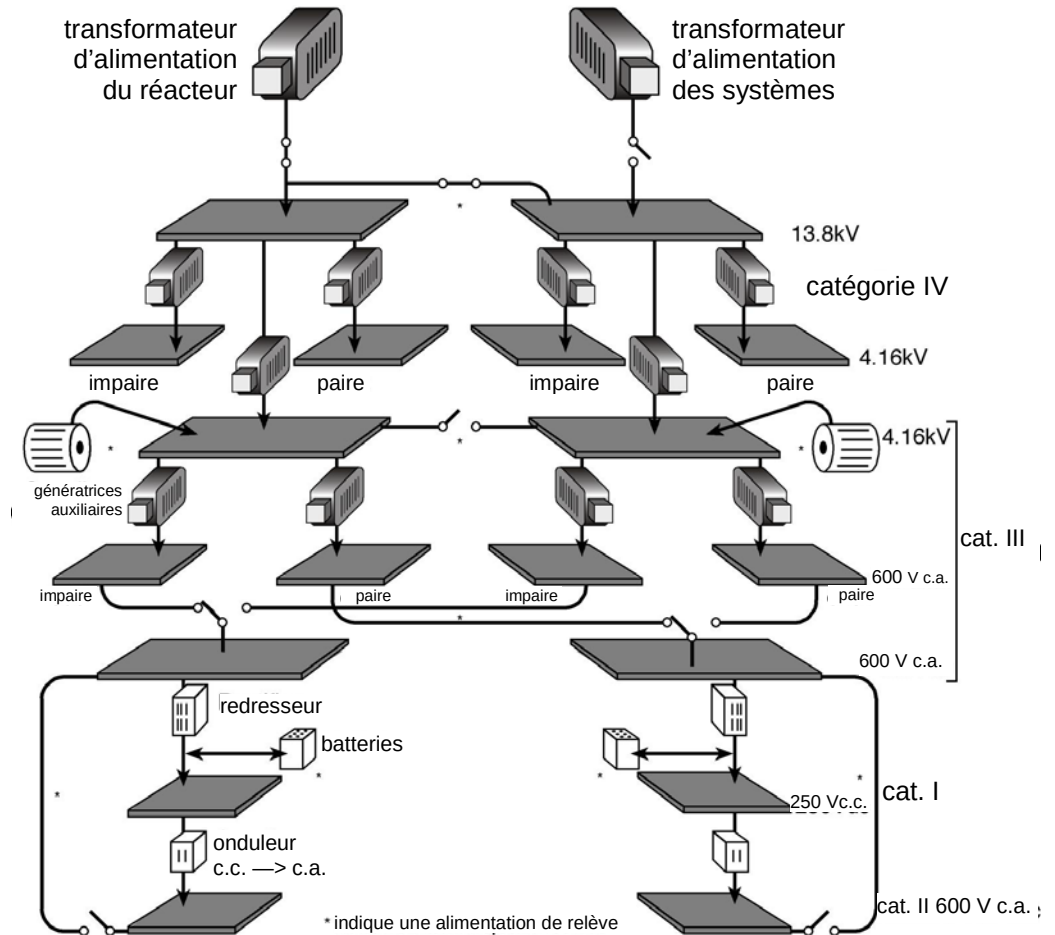


Figure 26.3
Catégories d'alimentation d'énergie et leur organisation

Alimentation électrique de catégorie IV

On peut déconnecter indéfiniment les charges raccordées à l'alimentation électrique de catégorie IV, sans affecter la sécurité du personnel ou la sûreté de la centrale. Sont raccordées au circuit de catégorie IV, des charges comme l'éclairage normal et les moteurs des pompes du circuit caloporteur. En condition normale d'exploitation, le transformateur d'alimentation du réacteur fournit l'énergie aux charges

du réacteur. Au besoin, ces mêmes charges peuvent être complètement prises en charge par le transformateur d'alimentation des systèmes. En cas d'urgence, le réseau électrique prend la relève et alimente les charges raccordées au réseau de catégorie IV.

Alimentation électrique de catégorie III

L'alimentation électrique de catégorie III est la source du courant alternatif des charges qui peuvent supporter l'interruption brève (entre une et trois minutes) nécessaire au démarrage des générateurs de relève, sans affecter la sécurité du personnel ou la sûreté de la centrale, mais qui sont essentielles pour l'arrêt sécuritaire de la centrale. Sont raccordées au circuit de catégorie III, des charges comme les moteurs des pompes principales de circulation du modérateur et les moteurs des pompes d'alimentation sous pression. Habituellement, l'alimentation de catégorie III provient d'une source de catégorie IV. Si les deux circuits d'alimentation (le transformateur d'alimentation du réacteur et le transformateur d'alimentation des systèmes) tombent, une ou plusieurs génératrices de relève (actionnées par une turbine à gaz) démarreront automatiquement et alimenteront les charges. Trois minutes sont nécessaires au déclenchement de ce processus.

Alimentation électrique de catégorie II

Les charges raccordées à l'alimentation électrique de catégorie II ne peuvent jamais être coupées. Ces charges ne peuvent supporter les interruptions brèves autorisées pour la catégorie III. Sont raccordées au circuit de catégorie II, des charges comme les ordinateurs de commande et les systèmes de sûreté du réacteur. Habituellement, l'alimentation de catégorie II provient d'une source de catégorie I, via un onduleur qui transforme le courant continu en courant alternatif. En cas d'arrêt de l'alimentation de catégorie I, on alimentera la catégorie II à partir de la catégorie III, pendant que l'on prendra des actions prioritaires pour rétablir la catégorie I. Dans cette situation, la procédure normale est de démarrer une génératrice de réserve et de la brancher à la catégorie III.

Alimentation électrique de catégorie I

On considère que l'alimentation électrique de catégorie I ne peut jamais être coupée. Les appareils qui y sont raccordés fonctionnent en courant continu et ils ne peuvent supporter les brèves interruptions possibles pour la catégorie III. Sont raccordées au circuit de catégorie I, des charges comme les relais de protection, les commandes des disjoncteurs, la pompe auxiliaire de lubrification de la turbine, la pompe auxiliaire d'huile d'étanchéité, et la pompe auxiliaire du système de refroidissement à l'eau des conducteurs du stator. L'alimentation de catégorie I provient de la catégorie III, via un

redresseur (chargeur de batteries). En cas de panne du redresseur ou de l'alimentation de catégorie III, les appareils raccordés seront alimentés par un groupe de batteries qui sont continuellement chargées par le redresseur.

26.2.3 Alimentation électrique d'urgence

Dans l'éventualité peu probable de la chute de toutes les sources d'alimentation de catégories IV et III, l'alimentation électrique d'urgence fournira l'énergie électrique à certains systèmes de sûreté nucléaire de commande, de refroidissement et de confinement. L'alimentation électrique d'urgence démarre automatiquement si l'alimentation de certaines barres omnibus de 600 V est interrompue. Elle peut également l'être depuis la salle de commande de l'alimentation électrique d'urgence, dans un délai de trente minutes après en avoir reconnu le besoin. Ce circuit possède une classification parasismique et une classification environnementale; sa réserve de combustible lui permet de fonctionner sans intervention pendant sept jours. La qualification parasismique exige que l'équipement et le circuit puissent assurer leurs fonctions spécifiques après un tremblement de terre. La qualification environnementale entraîne que l'équipement est protégé contre les fuites de vapeur, les inondations, les feux très intenses ou d'autres accidents qui pourraient la mettre hors d'usage. L'alimentation électrique d'urgence doit être disponible lorsque que le cœur contient une quantité importante de produits de fission. Dans les vieilles centrales, le circuit peut porter un autre nom ou n'être pas aussi développé que dans les nouvelles centrales.

Les événements gravissimes qui entraînent le recours à l'alimentation électrique d'urgence sont :

- les tornades,
- les feux très étendus,
- les tremblements de terre.

Le système d'alimentation électrique d'urgence ressemble aux autres génératrices de relèvement de la centrale, mais il est placé loin de celles-ci, pour limiter le risque que tous ces systèmes soient endommagés au cours d'un même événement. Les câbles et l'équipement de commande nécessaires au branchement de l'alimentation électrique d'urgence traversent des zones considérées les plus susceptibles de ne pas être affectées par l'événement.

26.3 Réseau d'alimentation en eau et systèmes d'air

26.3.1 Circuits d'eau légère

Quel qu'en soit l'usage (refroidissement, eau d'alimentation, protection contre le feu, utilisation domestique), l'eau du lac parvient à la conduite d'amenée de la centrale grâce à un tunnel de 600 m percé sous le fond. Chaque réacteur a sa propre station de pompage qui l'alimente en eau de service et fournit l'eau de refroidissement à son condenseur. L'eau domestique et l'eau déminéralisée servant à l'élaboration de l'eau d'alimentation des réacteurs d'une centrale provient d'une station de traitement d'eau. La figure 26.4 montre les branchements du réseau. Outre la station de traitement d'eau, chaque réacteur possède son propre circuit.

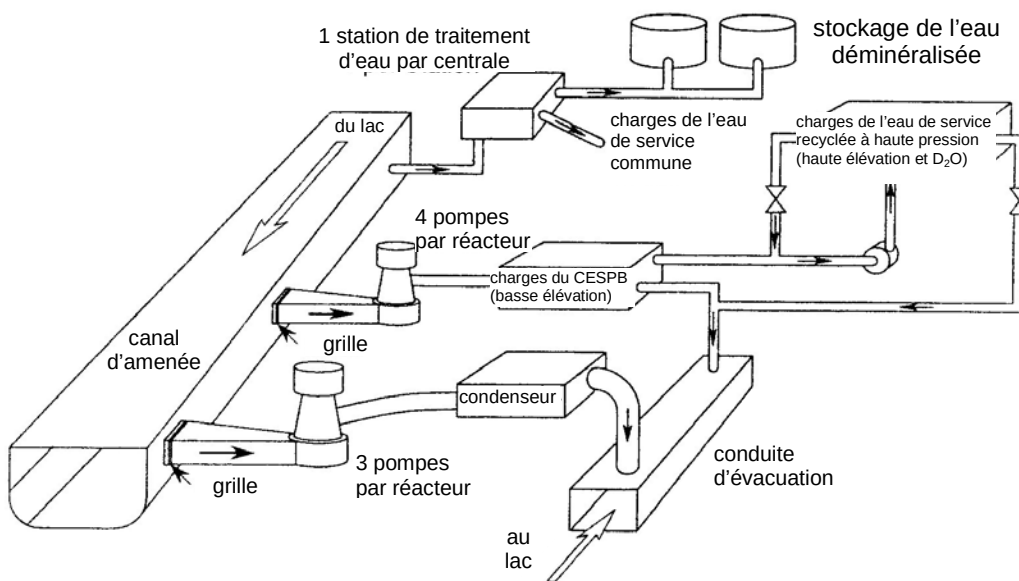


Figure 26.4
Réseau d'alimentation en eau

26.3.2 Traitement de l'eau

On traite l'eau pour deux raisons :

- en retirer des constituants nuisibles,
- lui ajouter des ingrédients bénéfiques.

La station de traitement d'eau produit de l'eau déminéralisée servant surtout à l'élaboration de l'eau d'alimentation du générateur de vapeur, ainsi qu'au refroidissement du bouclier d'extrémité, au circuit fermé de refroidissement par eau déminéralisée, à la piscine de combustible

épuisé et au laboratoire de chimie. Le procédé chimique de traitement de l'eau varie d'un réseau à l'autre. L'eau déminéralisée est cruciale aux systèmes qui doivent être protégés de la corrosion et de l'accumulation de tartre et d'impuretés.

26.3.3 L'eau de refroidissement du condenseur

Le réseau de refroidissement des condenseurs a comme fonction d'alimenter ces appareils en eau tamisée tirée du lac. Le seul traitement reçu par cette eau est le filtrage par des grilles qui retirent les petits détritiques comme la matière organique en suspension.

Ce réseau est l'un des systèmes pour lequel l'on doit détenir un certificat d'agrément. Ce certificat garantit que le réseau peut évacuer 70 % de l'énergie thermique produite par le réacteur, sans toutefois augmenter la température de l'eau rejetée de plus de 11 °C au-dessus de celle du lac. Pour satisfaire à cette exigence, le réseau doit entretenir un débit d'environ 31 m³/s pour chaque réacteur. Plus de 85 % du débit total d'eau de refroidissement de la centrale sert à réfrigérer le condenseur. Environ 4 MW d'électricité sont nécessaires pour actionner les pompes de chaque réacteur.

26.3.4 Eau de service commune

Le circuit d'eau de service commune assure l'alimentation continue d'eau à la zone de service centrale, à la station de traitement d'eau, au bâtiment sous vide et au bâtiment des services auxiliaires. Cette eau est tamisée et filtrée avant d'être distribuée. Elle sert au refroidissement, à la dilution des déchets, à l'arrosage des pelouses, etc.

26.3.5 Eau de service à basse pression

Le circuit d'eau de service à basse pression (CESBP) assure l'écoulement continu de l'eau filtrée du lac pour le refroidissement d'éléments particuliers comme les joints, les paliers et les échangeurs de chaleur. La température de ce circuit varie de 2 à 27° C. Ce circuit s'alimente au canal d'amenée.

26.3.6 L'eau de service recirculée à haute pression

Le circuit d'eau de service recirculée à haute pression (CESRHP) est alimenté par le circuit d'eau de service à basse pression. Le circuit augmente la pression et, en dirigeant une partie de l'écoulement de sa sortie vers son alimentation, porte la température de 15 à 30 °C. Le circuit sert à prévenir le gel de l'eau lourde et à alimenter les appareils haut placés dans la centrale. Le D₂O gèle à environ 4 °C, soit 4° plus haut que la température typique d'un lac canadien en janvier. Il alimente habituellement les échangeurs de chaleur du circuit fermé de refroidissement par eau de service déminéralisée, les moteurs des

pompes du modérateur, les refroidisseurs de l'huile des pompes d'alimentation à haute température, les pompes de refroidissement de l'entretien, les dessiccateurs du circuit de récupération de la vapeur de D₂O et les pompes de caloportage.

26.3.7 Circuit fermé de refroidissement par eau de service déminéralisée

Le circuit fermé de refroidissement par eau de service déminéralisée sert à réfrigérer les appareils de la centrale sensibles à la corrosion. Il alimente normalement le refroidisseur de la purge et du joint du circuit à haute température, la chambre d'eau des neutrons retardés et les boucliers anti-neutron des pompes du circuit à haute température.

26.3.8 Réseau d'alimentation d'urgence en eau

Le réseau d'alimentation d'urgence en eau possède une classification environnementale et une classification parasismique. En cas de non disponibilité des réseaux normaux, il alimente en eau de refroidissement, les systèmes critiques — eau d'alimentation du générateur de vapeur, eau de service à basse pression, alimentation électrique de catégories IV et III. L'énergie nécessaire à ce réseau provient du réseau d'alimentation électrique d'urgence. Au besoin, on pourra aiguiller la circulation d'eau vers les générateurs de vapeur, les échangeurs de chaleur, les échangeurs du système de refroidissement d'urgence du cœur, le circuit caloporteur, les refroidisseurs de l'enceinte ou le système de refroidissement des piscines primaire ou secondaire de stockage du combustible épuisé. Ce réseau d'alimentation d'urgence tire son eau de l'exutoire de la centrale. Il dispose ainsi d'une source indépendante, dans le cas où il ne serait pas possible de se ravitailler au bief d'amont.

26.3.9 Autres réseaux d'eau

Le réseau d'eau anti-incendie de la centrale alimente les systèmes comme les armoires à tuyaux d'incendie, les bouches d'arrosage, les extincteurs en douche des transformateurs, les systèmes de gicleurs des turbines et les générateurs à mousse physique. En cas d'urgence, il peut fournir de l'eau aux piscines de combustible épuisé, au système de refroidissement d'urgence du cœur, à la citerne d'eau d'urgence du bâtiment sous vide et aux échangeurs de chaleur du modérateur. Le réseau s'alimente au canal d'amenée commun.

Le circuit de distribution d'eau domestique diffère d'une centrale à l'autre, mais il a la même utilité. L'eau potable chaude et froide est fournie aux appareils de plomberie (toilettes, urinoirs, éviers, douches, fontaines, douches oculaires, douches d'urgence) et les machines à

laver utilisées dans la centrale et ses édifices annexes. L'eau provient de la station de pompage locale ou de l'usine de purification d'eau.

26.4 Alimentation en air

Une centrale CANDU utilise beaucoup d'air comprimé. La qualité de l'air consommé varie avec l'usage prévu. Ainsi, une centrale possède plusieurs circuits d'air comprimé.

26.4.1 Air d'instrumentation

Le circuit d'air d'instrumentation est une source d'air comprimé de qualité alimentant les appareils distribués dans la centrale. On trouve plusieurs circuits : un pour les zones communes de la centrale et un pour chaque réacteur. L'air comprimé sert aux actuateurs des vannes de régulation, aux servomoteurs, aux commandes pneumatiques, et à des utilisations spéciales dans le laboratoire de chimie et la piscine du combustible épuisé pour lesquelles l'air de service n'est pas de qualité suffisante.

26.4.2 Air de service

Le circuit d'air de service alimente toute la centrale en air comprimé pour différents usages. On utilise cet air comprimé pour les outils pneumatiques, le nettoyage et la régénération de la station de traitement d'eau.

26.4.3 Air respirable

Ce système de ventilation fournit de l'air respirable dans les parties de la centrale où le port de la combinaison de plastique est obligatoire. Il est principalement utilisé par le personnel qui travaille dans l'enceinte du réacteur pendant les arrêts. L'air respirable ravitaillant les combinaisons de plastique sert principalement à leur climatisation.

26.5 Système d'identification

26.5.1 Identification des appareils

Pour identifier les éléments des centrales, on a adopté un système normalisé de numérotation. Sur place, l'identification est facilitée par les couleurs et les étiquettes et, sur les dessins (schéma de circulation), par des symboles d'appareils. Toutes les centrales utilisent le même système de numérotation, adapté pour chaque situation. Le système identifie tous les appareils et la plupart des activités d'une centrale.

Le système comporte plusieurs divisions, dont certaines sont présentées à la figure 26.5.

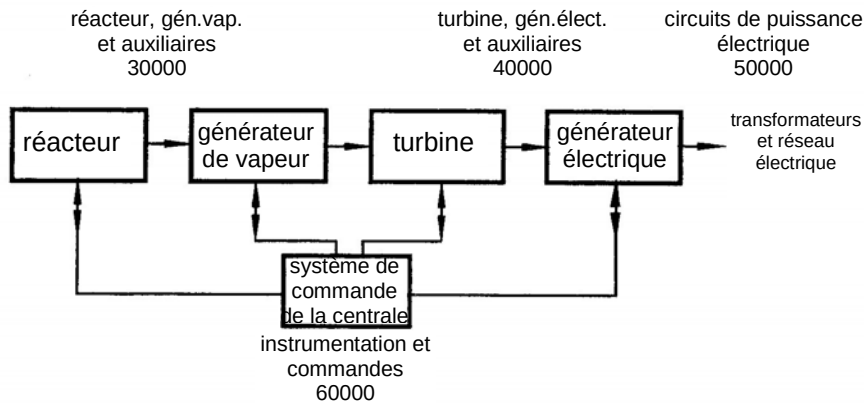


Figure 26.5 Divisions de la numérotation des appareils

Tous les éléments sont regroupés dans les divisions suivantes :

division 0	projet global
division 1	site et améliorations
division 2	édifices, structures et blindage
division 3	réacteur, générateur de vapeur et systèmes auxiliaires
division 4	turbine, générateur électrique et système auxiliaires
division 5	réseaux d'énergie électrique
division 6	instrumentation et commandes
division 7	processus et services communs
division 8	éléments indirects liés à la construction

Tel que montré plus bas, chaque division est subdivisée. Un nombre à cinq chiffres permet d'identifier chaque composante de chaque système de la centrale. L'exemple ci-dessous illustre, pour la division 4, la structure du système de numérotation.

Notez qu'aux niveaux inférieurs à ceux du système, le système de numérotation est adapté aux besoins de chaque centrale.

division	<u>4</u> 0000	turbine, générateur électrique et systèmes auxiliaires
grand système	4 <u>2</u> 000	circuit de condensation
système	42 <u>1</u> 00	circuit principal de condensation
sous-système	421 <u>2</u> 0	circuit d'extraction du condenseur
composants	4212 <u>1</u>	éjecteurs
	4212 <u>2</u>	pompes à vide
	4212 <u>3</u>	vannes
	4212 <u>8</u>	supports de la tuyauterie
	4212 <u>9</u>	tuyauterie

26.5.2 Identification dans la centrale

Le numéro d'identification et une brève description sont apposés sur chaque pièce d'équipement ou sur une étiquette qui lui est attachée. Lorsqu'un sous-système possède plus d'un exemplaire du même composant (p. ex. des vannes), chacun porte un code spécial de dispositif, plutôt qu'un numéro de composant du système. Ce code est formé d'une lettre descriptive (P pour pompe, V pour vanne, etc.) et d'un numéro unique. Par exemple, le numéro 42123 qui désigne n'importe quelle vanne du circuit d'extraction d'air du condenseur est remplacé par 42120-V2 ou 42120-V15 pour indiquer exactement une vanne de ce sous-système.

26.5.3 Tuyauterie

Pour permettre l'identification rapide, la tuyauterie porte un code de couleur qui indique le fluide qui y circule. Une flèche indique le sens de la circulation. Les couleurs normalement utilisées sont :

air	bleu
eau lourde	rose
eau légère	vert
vapeur	argenté (aluminium)
huile	jaune
gaz	brun
chauffage	blanc
drains et égouts	noir
protection contre les incendies	rouge
vide	violet
produits chimiques	orange

26.5.4 Schéma de circulation

La série complète des schémas de circulation est conservée dans chaque centrale. Ces schémas de circulation sont les représentations graphiques de systèmes, à l'aide de symboles normalisés qui représentent des appareils et des dispositifs. Sur ces schémas, les symboles portent le même numéro d'identification codé que les appareils qu'ils représentent. Les interrelations entre les systèmes (circuits, réseaux, etc.) sont indiquées par une référence aux numéros des autres schémas de circulation. La série complète des diagrammes de circulation et de légendes des symboles est déposée au service des registres de chaque centrale.

26.6 Gestion des déchets

26.6.1 Gestion des déchets liquides

Comme toute autre grande installation, une centrale CANDU possède un réseau étendu de siphons de plancher prévus pour évacuer les déversements et les écoulements des différents procédés. Étant donnée la nature des centrales, ce réseau est divisé en :

- drainage des déchets non radioactifs,
- drainage des déchets radioactifs.

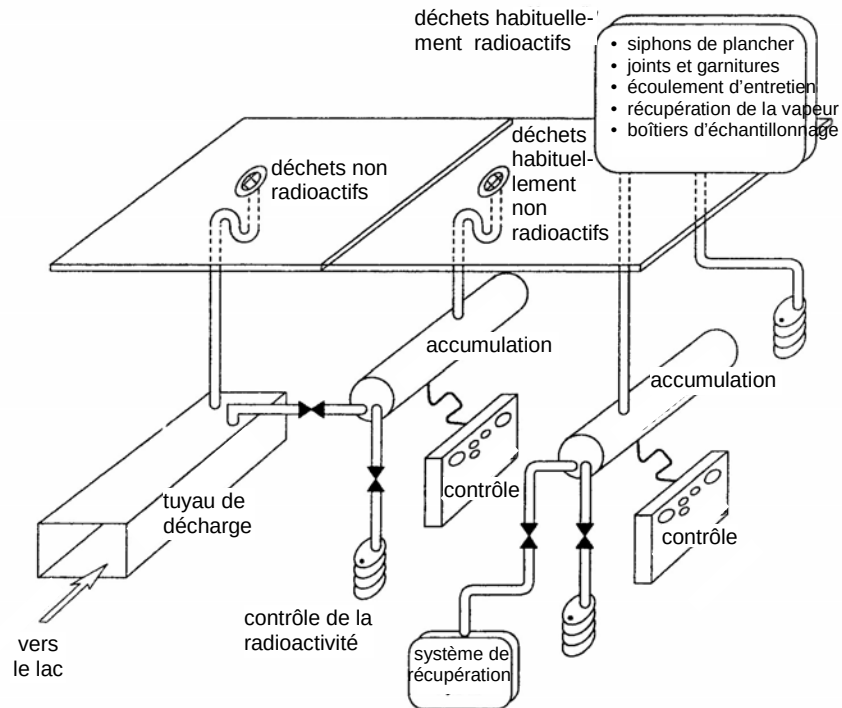


Figure 26.6
Réseau d'évacuation

26.6.2 Drainage des déchets non radioactifs

Le réseau de drainage des déchets non radioactifs recueille les écoulements des parties non nucléaires de la centrale. Selon la construction de la centrale, les déchets liquides sont rejetés (1) dans le canal de décharge de l'eau de refroidissement du condenseur ou (2) le canal d'amenée. Les rejets propres, comme la conduite principale où s'écoule la vapeur mise à l'air libre, sont retournés au lac via des siphons de cour. On surveille le pH des déchets des résines de régénération de la station de traitement d'eau que l'on évacue sous conditions contrôlées, dans le canal de décharge de l'eau de refroidissement du condenseur.

26.6.3 Drainage des déchets radioactifs

Le réseau de drainage des déchets radioactifs recueille l'écoulement de la partie nucléaire de la centrale. Le fonctionnement du réacteur génère d'importantes quantités d'eau, alors, pour réduire le volume d'eau à traiter avant l'évacuation, les flux sortants sont divisés (1) en drainage de déchets habituellement non radioactifs et (2) en drainage de déchets habituellement radioactifs.

Drainage des déchets habituellement non radioactifs

Bien que les eaux rejetées soient peu ou pas radioactives, elles sont collectées avant d'être évacuées afin de pouvoir les traiter, en cas de contamination. La plupart de ces eaux s'écoulent des siphons de plancher de l'édifice du réacteur, de la décharge de la buanderie ainsi que, dans le laboratoire, des éviers et des siphons de plancher non raccordés au drainage des produits radioactifs.

Drainage des déchets habituellement radioactifs

Les déchets évacués par ce réseau sont habituellement radioactifs, ainsi ils sont collectés et échantillonnés afin d'établir s'ils doivent être traités avant d'être rejetés. Les déchets habituellement radioactifs proviennent des siphons de plancher de la travée auxiliaire du réacteur, du siphon de la piscine de combustible épuisé, des boues des résines échangeuses d'ion épuisées, des siphons de la piscine de combustible épuisé auxiliaire, des siphons pour produits radioactifs dans les laboratoires de chimie, des siphons du centre de décontamination, des siphons de l'atelier d'entretien des machines de chargement de combustible, du siphon de l'eau du premier cycle de rinçage dans la buanderie, du siphon des douches de décontamination.

Pour capter l'eau lourde, dans l'édifice du réacteur, les déchets liquides sont dirigés vers le système de récupération des liquides.

26.7 Gestion des déchets radioactifs

26.7.1 Stockage du combustible épuisé

Les centrales ne produisent pas d'énormes quantités de matières fortement radioactives. En moyenne, une centrale de 850 MW à quatre réacteurs épuise annuellement 20 000 grappes de combustible (390 Mg/an).

On entrepose le combustible épuisé dans des piscines d'eau légère déminéralisée, appelées parfois travées (ou baies) de stockage. Conserver le combustible dans l'eau permet de le refroidir, de le surveiller, de le manutentionner et de se protéger de son rayonnement. À court et moyen termes, les piscines de chaque centrale suffisent amplement à traiter le combustible épuisé, mais viendra un temps où l'on devra probablement stocker le combustible le plus ancien, à sec, sur le site de la centrale. Cette forme d'entreposage est possible puisque, avec le temps, l'intensité du rayonnement et de la chaleur émis par le combustible diminue beaucoup. Plusieurs centrales conservent sur place une partie de leur combustible épuisé, dans des conteneurs de stockage à sec.

26.7.2 Réduction du volume des déchets et leur stockage

Une installation de stockage type est conçue pour réduire, par incinération ou compactage, le volume final de déchets radioactifs. Ces installations sont prévues pour recevoir des déchets faiblement ou moyennement radioactifs.

Les déchets placés dans des conteneurs métalliques spécialement conçus parviennent par camion à l'installation. Si possible, les déchets sont incinérés et les cendres radioactives sont déversées dans des barils de 200 litres, ce qui permet de réduire par 20 le volume final. Les déchets qui ne peuvent être incinérés à cause de leur teneur en métal ou leur forte radioactivité sont compactés, ce qui réduit par quatre leur volume final.

Après ce traitement, ils sont reclassifiés en déchets faiblement, moyennement ou fortement radioactifs. Les déchets faiblement radioactifs sont entreposés dans des entrepôts, ceux moyennement radioactifs sont placés dans des tranchées profondes et ceux fortement radioactifs sont conservés dans des silos verticaux profonds.

Voici quelques exemples de déchets radioactifs :

- les chiffons et les vêtements de protection (faiblement, moyennement ou fortement radioactifs),
- les parties d'appareils ou les outils (moyennement ou fortement radioactifs),
- les filtres des joints du circuit de caloportage (fortement radioactifs),
- les résines d'échange d'ion épuisées du modérateur et du circuit de caloportage, ainsi que les composantes du cœur devenues radioactives par le bombardement de neutrons (fortement radioactifs).

26.8 Gestion de l'eau lourde

La production d'eau lourde est coûteuse. Lorsqu'elle est utilisée dans un réacteur, elle devient radioactive, surtout à cause de la création de tritium. Il est donc essentiel de la gérer afin de :

- minimiser les pertes permanentes,
- réduire les rejets dans l'environnement,
- minimiser les dangers chroniques auxquels le personnel est exposé.

La figure 26.7 montre les systèmes utilisés pour gérer le D₂O dans une centrale CANDU.

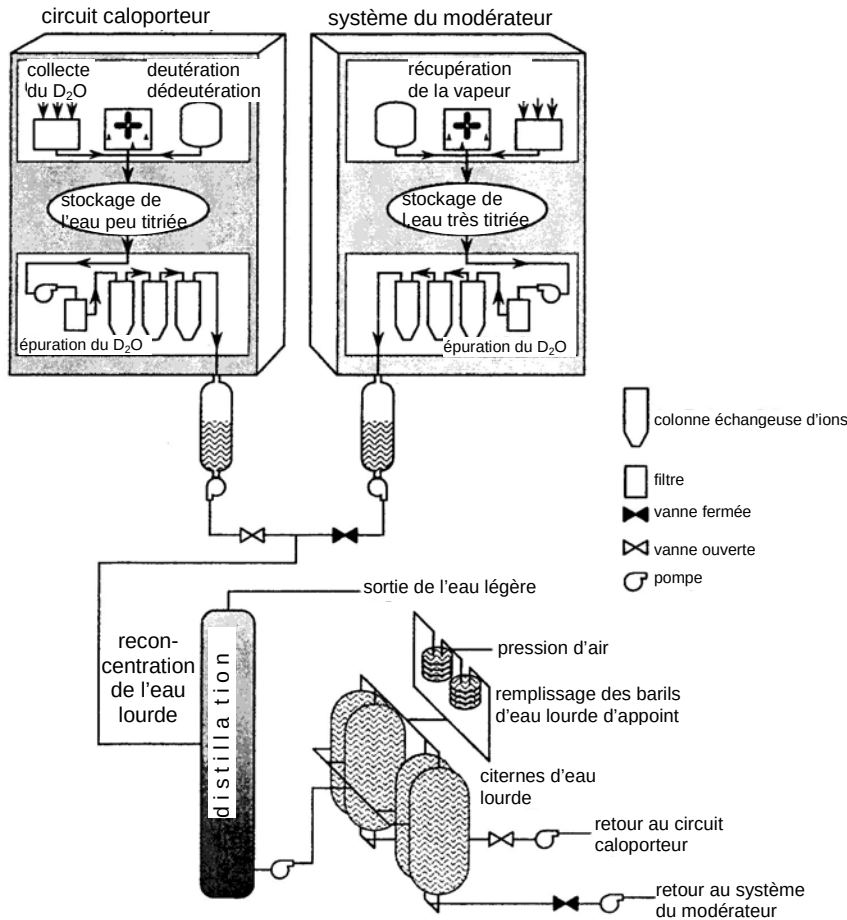


Figure 26.7
Système CANDU de gestion de l'eau lourde

26.8.1 Récupération des pertes

La maintenance de l'eau lourde fait partie des coûts d'exploitation d'une centrale CANDU. Elle consiste à remplacer l'eau lourde définitivement perdue et d'enrichir celle qui a été appauvrie (dont la teneur en deutérium est sous la limite isotopique).

L'eau lourde peut être définitivement perdue via :

- les fuites de vapeur (le phénomène le plus important),
- le stockage de grappes mouillées dans la piscine de combustible irradié,
- la deutération de la résine et la dédeutération qui appauvrissent définitivement l'eau lourde définitivement appauvrie,
- l'échantillonnage et l'analyse de l'eau,
- la décontamination des composants,

- la fraction supérieure produite par l'enrichisseur qui contient un faible pourcentage de D_2O irrécupérable,
- les fuites dans l'échangeur de chaleur du modérateur.

Afin de minimiser les pertes de D_2O , on utilise des circuits particuliers de récupération et de collection de la vapeur. Les zones où les pertes de vapeur sont les plus probables sont équipées de systèmes de ventilation fermés dotés de dessiccateurs à récupération de vapeur qui recouvrent la majorité de la vapeur. Le D_2O récupéré est toujours appauvri, puisqu'il contient de l'humidité tirée de l'air. Ces systèmes de récupération n'empêchent pas que la plus grande perte d'eau lourde provienne d'échappées de vapeur.

Avant d'installer les colonnes d'échanges d'ion, on effectue la *deutération* de leur résine, soit le remplacement des ions d'eau légère par des ions d'eau lourde pour éviter l'appauvrissement de l'eau lourde. Avant d'évacuer les colonnes épuisées, on effectue l'opération inverse, la *dédeutération* des résines, pour recouvrer l'eau lourde.

Il existe deux types de systèmes de collecte d'eau lourde liquide. Rarement utilisé, le système ouvert repose sur l'utilisation de plateaux d'égouttage sous des points de fuite possibles, comme les raccords à bride. Le système fermé, quant à lui, dirige les fuites de D_2O directement à des citernes sans que le liquide n'entre en contact avec l'air afin d'éviter la contamination par l'humidité atmosphérique. Les fuites de ce type proviennent généralement des tiges de manœuvre des vannes à double garniture et des vannes à soufflets

26.8.2 Enrichissement

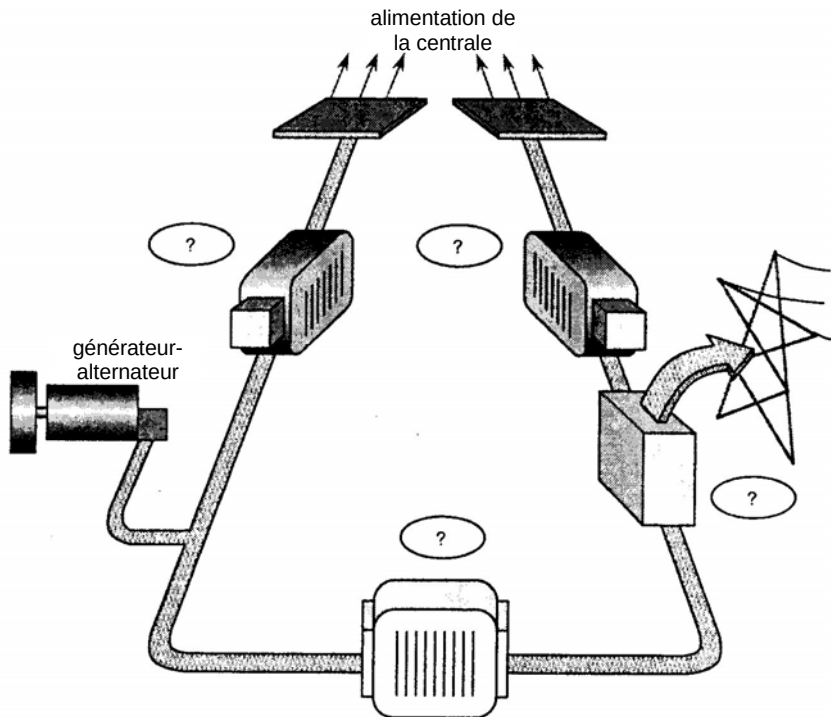
Il n'est pas rentable de récupérer l'eau lourde dont la concentration isotopique est inférieure à un certain seuil. Lorsque cela est possible, l'eau est acheminée au reconcentrateur de la centrale. Celui-ci sépare par distillation l'eau légère de l'eau lourde, le distillat contient 99,9 % de D_2O .

26.8.3 Extraction du tritium

L'usine d'extraction du tritium de la centrale nucléaire de Darlington fait partie de la filière de l'eau lourde. Cette installation permet d'extraire le tritium de l'eau lourde utilisée comme modérateur ou caloporteur. Le remplacement de l'eau lourde du modérateur et du circuit caloporteur par cette eau lourde à faible teneur de tritium réduit les risques que le tritium fait courir au personnel. Le tritium extrait est vendu.

26.9 Exercices

- 1) Quels sont les éléments fondamentaux d'un générateur de courant électrique alternatif?
- 2) Quelles sont les deux sources de chaleur dans le générateur-alternateur et quelles sont les deux méthodes utilisées pour l'évacuer?
- 3) Sur le schéma du réseau électrique d'une centrale CANDU, ci-dessous, identifiez chaque élément indiqué par un point d'interrogation [?] et expliquez-en la fonction.



4) Complétez le tableau suivant :

Catégorie d'alimentation	Longueur autorisée des interruptions	Source habituelle d'énergie	Source auxiliaire d'énergie	Exemple
Catégorie IV				
Catégorie III				
Catégorie II				
Catégorie I				

5) Quelle est l'utilité de l'alimentation électrique d'urgence?

6) Donnez la fonction des systèmes suivants :

- a. Traitement de l'eau
- b. Eau de refroidissement du condenseur
- c. Eau de service commune
- d. Eau de service à basse pression
- e. Eau de service recirculée à haute pression
- f. Circuit fermé de refroidissement par eau de service déminéralisée

- 7) À quoi sert le réseau d'alimentation d'urgence en eau ? D'où puise-t-il son eau?
- 8) Donnez les fonctions des systèmes d'alimentation en air suivants :
 - a. Air d'instrumentation
 - b. Air de service
 - c. Air respirable
- 9) Pourquoi entrepose-t-on le combustible irradié dans des piscines profondes?
- 10) Pourquoi est-il important de réduire le volume des déchets solides?
- 11) Pourquoi gère-t-on l'eau lourde avec tant d'attention?
- 12) Où les pertes de D_2O peuvent-elles se produire? Quels systèmes ont-ils été disposés pour minimiser ces pertes?
- 13) Quelle est l'utilité de l'usine d'extraction du tritium?