

## *Chapitre 1*

### **INTRODUCTION ET RÉSUMÉ**

#### **1. Introduction**

Le rapport analyse les aspects techniques de l'exploitation du cycle du combustible, et en expose les pratiques d'exploitation. Il comprend les chapitres suivants :

Chapitre 1 : Introduction et résumé

Chapitre 2 : Le cycle du combustible nucléaire

Chapitre 3 : Principes de sûreté

Chapitre 4 : Généralités sur la sûreté

Chapitre 5 : Sûreté de l'amont du cycle du combustible

Chapitre 6 : Sûreté de l'entreposage des combustibles irradiés

Chapitre 7 : Sûreté du retraitement des combustibles

Chapitre 8 : Sûreté de la gestion des déchets radioactifs

Chapitre 9 : Sûreté de l'entreposage des déchets sur site

Chapitre 10 : Sûreté du démantèlement des installations nucléaires

Chapitre 11 : Sûreté du transport des substances radioactives

Chapitre 12 : Données de sûreté des installations du cycle du combustible

Conclusions générales

Annexe 1 : Liste des installations du cycle du combustible – état 2002-2003

Annexe 2 : Glossaire

Annexe 3 : Liste des abréviations

Chaque chapitre technique peut être lu séparément. La structure du rapport suit celle de l'édition précédente, qui a été publiée en 1993.

Les références de cette édition privilégiaient les actes des conférences internationales organisées dans les années 80, en particulier la réunion commune de 1982 des sociétés nucléaires américaine et européenne, les réunions de 1986 et 1990 de la société nucléaire européenne et les conférences RECOD (REtraitement, COmbustible, Déchets) de 1987 et de 1991. La plupart de ces références sont encore pertinentes.

Des différences notables existent entre les politiques et les pratiques réglementaires des différents pays de l'OCDE ; en conséquence, seuls des exemples représentatifs de ces différences sont décrits dans ce rapport. Il faut également prendre en compte le fait que les usines du cycle du combustible nucléaire fonctionnent à des températures et des pressions plus basses que celles des réacteurs nucléaires et dans des conditions de sous-criticité ; pour ces raisons, les écarts qui peuvent survenir par rapport aux conditions normales de fonctionnement ne sont pas susceptibles, en règle générale, de dériver rapidement vers des situations dangereuses.

## **2. Résumé**

Le rapport est résumé ci-dessous, chapitre par chapitre.

### ***Chapitre 2 : Le cycle du combustible nucléaire***

Ce chapitre récapitule les diverses activités du cycle du combustible nucléaire, à l'exception de l'irradiation du combustible nucléaire en centrale. La gestion des déchets radioactifs et son impact sur l'environnement sortent du cadre de ce rapport, mais les aspects de la gestion des déchets directement liés à l'exploitation et à la sûreté des installations du cycle du combustible sont traités en détail.

Le chapitre 2 décrit aussi les principes d'exploitation fondamentaux, met en évidence les questions de sûreté importantes et examine l'état actuel des connaissances industrielles. Chaque phase du cycle, c'est-à-dire l'extraction et la purification de l'uranium, l'enrichissement de celui-ci, la fabrication du combustible, l'entreposage du combustible irradié, le retraitement de celui-ci, le conditionnement des déchets, le transport des substances radioactives et le démantèlement des installations, est décrite à l'intention des scientifiques non spécialistes de la question et du public possédant une culture générale.

### ***Chapitre 3 : Principes de sûreté***

Ce chapitre examine la philosophie adoptée au niveau international pour que le cycle du combustible présente un niveau de sûreté élevé. Après avoir brièvement passé en revue les grands principes de la sûreté, il expose les responsabilités des organismes publics et réglementaires dans le domaine de la réglementation, des orientations, des procédures d'autorisation et du suivi d'exploitation.

Bien que propres à chaque pays, les règles de sûreté nucléaire ont pour objectifs communs la protection des travailleurs et des personnes du public, le confinement de la contamination radioactive par des barrières sûres ainsi que l'analyse et l'atténuation des conséquences des événements anormaux. Les événements internes de nature physico-chimique ou nucléaire et d'origine mécanique ou humaine sont traités de façon générique.

L'évaluation de la sûreté est examinée en passant en revue les phases générales de l'identification, de l'analyse et de l'évaluation des conséquences des situations anormales par des méthodes déterministes et probabilistes.

L'échelle de gravité (INES), mise au point au niveau international par l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) et l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) est examinée et sa plage d'application est illustrée. Cette échelle est destinée à faciliter la compréhension mutuelle entre la communauté nucléaire, les médias et le public par un classement simple et compréhensible de la gravité des incidents et accidents nucléaires.

#### ***Chapitre 4 : Généralités sur la sûreté***

En plus des généralités sur la sûreté, ce chapitre présente également des aspects de sûreté qui sont communs à plusieurs parties du cycle du combustible nucléaire.

Les installations nucléaires industrielles sont exposées à des risques internes et externes contre lesquels des mesures appropriées sont prises dès la conception. Le confinement et la ventilation sont des dispositions de sûreté très importantes qui se retrouvent dans pratiquement toutes les installations du cycle du combustible. La criticité est un des risques liés à l'utilisation industrielle de matières fissiles qui impose des précautions particulières. Les facteurs agissant sur la production et la modulation des neutrons sont examinés de façon générique.

Les risques d'incendie et d'explosion propres aux installations du cycle du combustible nucléaire sont également identifiés et les mérites respectifs des diverses mesures de prévention sont examinés.

Des progrès importants ont été réalisés dans l'atténuation des effets des événements externes. Les événements abordés sont : séismes, explosions et incendies, chutes accidentelles d'avions, conditions météorologiques extrêmes et inondations.

#### ***Chapitre 5 : Sûreté de l'amont du cycle du combustible nucléaire***

Dans la partie amont du cycle du combustible, toutes les activités sont axées sur la fabrication du combustible. L'extraction et la concentration de l'uranium constituent la première phase du cycle qui implique la manutention de grosses quantités de minerai uranifère ; à ce stade, les risques sont principalement associés à l'exposition des travailleurs au radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) et à ses produits de filiation, au rayonnement gamma et à l'inhalation de poussière d'uranium.

La purification de l'uranium et sa conversion en hexafluorure  $\text{UF}_6$  constituent l'étape suivante qui présente principalement un risque chimique à cause de la manipulation de l'hexafluorure et de composés fluorés sous forme gazeuse. La maîtrise de ce type de risque est bien connue, comme dans l'industrie chimique conventionnelle.

L'enrichissement de l'uranium s'effectue de façon industrielle par diffusion ou centrifugation. La recherche sur le procédé d'enrichissement par laser se poursuit, bien que plusieurs pays l'aient abandonné en raison des difficultés technologiques. Le dégagement d' $\text{UF}_6$  dû à la défaillance de composants de l'usine constitue le principal événement anormal qu'il faut prendre en considération. Le confinement de l' $\text{UF}_6$  est soigneusement conçu de manière à éviter tout dégagement accidentel d' $\text{UF}_6$ .

La fabrication du combustible est la dernière étape de la partie amont du cycle. L'hexafluorure d'uranium  $UF_6$  est transformé en oxyde d'uranium  $UO_2$  qui est utilisé pour fabriquer les éléments combustibles. Dans quelques applications, par exemple combustible à oxyde mixte (MOX) ou combustible des réacteurs à neutrons rapides (RNR), l' $UO_2$  est mélangé à de l'oxyde de plutonium  $PuO_2$ . Les accidents internes pris en considération au stade de la conception sont : le relâchement d' $UF_6$ , la criticité et l'explosion. L'utilisation d'uranium recyclé provenant du retraitement implique seulement une légère augmentation du risque radiologique qui est prise en compte au stade de la conception de l'installation. Le risque principal lié à la fabrication de combustible MOX est la libération de plutonium dans l'installation ou dans l'environnement. Une attention particulière est consacrée à la discussion d'un système de barrières successives pour protéger les travailleurs et les personnes du public de la contamination par le plutonium en fonctionnement normal et en situation accidentelle.

La partie aval du cycle débute au stade du transport du combustible irradié déchargé des centrales électronucléaires. Elle comprend le transport du combustible irradié, son entreposage, son retraitement, le conditionnement des déchets radioactifs et leur entreposage sur le site.

### ***Chapitre 6 : Sûreté de l'entreposage des combustibles irradiés***

On dispose d'une très grande expérience de l'entreposage du combustible irradié en piscine pour lequel seul des risques minimes se sont manifestés (par exemple, contamination de l'eau de la piscine, fuite d'eau contaminée).

Les événements internes anormaux sont la perte de l'alimentation en énergie électrique, les erreurs de manutention des éléments combustibles, la criticité et la perte de refroidissement. Les mesures appropriées de prévention contre ces types d'accident sont décrites en s'appuyant sur les technologies actuellement disponibles. Les risques internes tels que la perte de l'eau de la piscine ou la chute des ponts roulants nécessitent également une évaluation détaillée.

Le risque de perte d'intégrité des piscines pouvant être dû à des événements internes ou externes est évité ou minimisé à la fois par le choix approprié des sites et la conception de l'installation.

L'expérience de l'entreposage à sec du combustible irradié refroidi s'accroît graduellement avec les entreposages hors du site du réacteur en conteneurs ou en fosses et les installations indépendantes d'entreposage du combustible irradié sur certains sites de production nucléaire.

### ***Chapitre 7 : Sûreté du retraitement des combustibles***

Le retraitement du combustible irradié est l'une des principales options du cycle du combustible. L'expérience mondiale provient essentiellement des pays de l'OCDE. Il existe de grandes installations industrielles en service en France (la Hague), au Royaume-Uni (Sellafield) ou en construction au Japon (Rokkasho Mura).

Aux États-Unis la technique du retraitement n'est opérationnelle que dans des installations militaires en réserve.

Les risques internes et externes propres aux usines de retraitement et les moyens de les maîtriser sont analysés de façon générale. Les risques d'incendie et d'explosion sont plus particulièrement examinés en raison de l'emploi dans le procédé PUREX de quantités industrielles de solvants inflammables et de réactifs chimiques.

Le retraitement des combustibles  $UO_2$  est abordé en détail et les risques inhérents aux opérations mécaniques, à la dissolution du combustible, à l'extraction par solvant et au traitement des déchets sont mis en évidence. L'état actuel de la technologie appliquée pour faire face à ces risques et les moyens de les atténuer sont présentés. Quelques améliorations apportées aux usines de retraitement (UP3-A, THORP, Rokkasho mura) sont traitées de façon détaillée.

Les questions particulières du retraitement des combustibles MOX pour réacteurs à eau ordinaire (REO) et pour réacteurs à neutrons rapides (RNR), tels que la sûreté-criticité et l'accroissement de l'émission neutronique, sont évoquées. La sûreté de la production et de l'entreposage du plutonium est examinée.

### ***Chapitres 8 et 9 : Sûreté de la gestion et de l'entreposage des déchets radioactifs***

L'évacuation finale des déchets radioactifs constitue un sujet très vaste qui sort du cadre de ce rapport. La discussion des questions de sûreté a été limitée à l'entreposage des solutions de haute activité, aux techniques de solidification de ces déchets (principalement la vitrification) et à l'entreposage des déchets de haute activité vitrifiés. L'entreposage des coques de gainage et des déchets de moyenne activité contenant du plutonium est également abordé.

Les questions de sûreté liées à l'entreposage des solutions de haute activité sont principalement la perte du refroidissement et la défaillance du confinement, mais des mesures préventives, des améliorations techniques et les progrès technologiques ont considérablement réduit les risques inhérents à ce type d'entreposage.

La solidification des solutions de haute activité par vitrification est la technique la plus répandue. Les questions de sûreté sont généralement limitées à la contamination des équipements et des cellules chaudes ; le risque de contamination externe est très faible.

Les gaines en Zircaloy, les copeaux de Magnox et les résidus insolubles sont des déchets de haute activité qu'il faut entreposer dans des conditions soigneusement contrôlées pour éviter des réactions d'échauffement pouvant provoquer un risque pyrophorique. Les techniques de conditionnement, essentiellement l'enrobage dans du béton et le compactage, peuvent être retenues pour l'entreposage dès lors que des dispositions suffisantes sont prises pour le dégagement des gaz résultant des réactions ou des phénomènes de radiolyse.

Les techniques de conditionnement des déchets comprennent le bitumage des boues de traitement des effluents, l'incinération des déchets contenant du plutonium et la récupération chimique du plutonium de déchets très contaminés par digestion acide.

Les effluents gazeux du retraitement n'exposent les individus qu'à une faible dose d'irradiation en régime de fonctionnement normal.

### ***Chapitre 10 : Sûreté du démantèlement des installations nucléaires***

Le démantèlement des installations nucléaires devient une activité d'importance au fur et à mesure que des installations vieillissent ou sont dépassées. On s'intéresse plus particulièrement aux spécificités du démantèlement des installations du cycle du combustible qui diffèrent radicalement des centrales nucléaires de par leur nature et leur conception.

La protection radiologique est un aspect important des opérations de démantèlement, elle est prise en compte dans les pays de l'OCDE.

### ***Chapitre 11 : Sûreté du transport des substances radioactives***

Il existe des règles internationales bien établies pour le transport des substances radioactives et, en particulier, des éléments combustibles neufs et irradiés, du plutonium et des déchets. Les règlements de transport obéissent à deux principes fondamentaux :

- Les niveaux de sûreté requis sont obtenus par une conception appropriée des colis, indépendamment de la sûreté du mode de transport.
- C'est le risque potentiel qui définit le niveau de sûreté requis pour le colis. L'emballage des substances radioactives est conçu pour résister à une chute et un feu sévères sans rupture de confinement. Lorsqu'on transporte des combustibles irradiés ou des déchets vitrifiés, une attention particulière est portée au dégagement de chaleur ainsi qu'au confinement et à la prévention de la criticité lorsqu'il s'agit de matières fissiles comme le plutonium. Les transports par mer et par air retiennent davantage l'attention que par le passé et ils sont brièvement abordés.

### ***Chapitre 12 : Données de sûreté des installations du cycle du combustible***

L'expérience d'exploitation acquise représente une bonne base pour compléter les analyses de sûreté et améliorer la conception des installations. Une première section indique les doses individuelles enregistrées dans des installations du cycle du combustible représentatives.

Une deuxième section indique les rejets dans l'environnement pour quelques installations du cycle du combustible.

Une troisième section décrit succinctement des incidents notifiés. On y trouve une série d'incidents survenus entre 1956 et 1990 déjà signalés dans le précédent rapport OCDE ainsi que des incidents plus récents survenus entre 1990 et 2002. L'origine technique de chaque incident est indiquée et les enseignements qui en ont été tirés sont résumés.

### ***Conclusions générales***

Ce chapitre récapitule les principales questions liées aux différentes opérations du cycle du combustible et livre quelques réflexions sur la sûreté du cycle du combustible dans l'avenir. La conclusion générale est que l'industrie du cycle du combustible a atteint sa maturité et un niveau de sûreté satisfaisant. Ceci ne signifie pas qu'il ne reste rien à faire : le facteur humain, par exemple, est un sujet ouvert sur de nombreuses possibilités d'amélioration.

## TABLE DES MATIÈRES

<b>Avant-propos</b> .....	3
<b>Liste des figures</b> .....	11
<b>Liste des tableaux</b> .....	13
<b>Chapitre 1. INTRODUCTION ET RÉSUMÉ</b> .....	15
1. Introduction.....	15
2. Résumé.....	16
<b>Chapitre 2. LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE</b> .....	21
1. Activités du cycle du combustible nucléaire.....	21
2. Situation des différentes étapes du cycle du combustible .....	24
2.1 <i>Extraction et concentration de l'uranium</i> .....	24
2.2 <i>Purification de l'uranium et conversion en hexafluorure</i> .....	29
2.3 <i>Enrichissement</i> .....	32
2.4 <i>Fabrication du combustible</i> .....	35
2.5 <i>Entreposage du combustible irradié</i> .....	42
2.6 <i>Retraitement du combustible irradié</i> .....	44
2.7 <i>Gestion des déchets radioactifs</i> .....	52
2.8 <i>Entreposage des déchets sur site</i> .....	56
2.9 <i>Le transport des substances radioactives</i> .....	60
2.10 <i>Démantèlement</i> .....	61
3. Références.....	68
<b>Chapitre 3. PRINCIPES DE SÛRETÉ</b> .....	77
1. Cadre réglementaire .....	78
1.1 <i>Responsabilités gouvernementales</i> .....	78
1.2 <i>Responsabilités de l'organisme réglementaire</i> .....	79
1.3 <i>Réglementations et guides</i> .....	80
1.4 <i>Autorisations</i> .....	80
1.5 <i>Examen et évaluation</i> .....	81
1.6 <i>Inspection réglementaire et respect de la réglementation</i> .....	82
1.7 <i>Assurance de la qualité</i> .....	82
1.8 <i>Intervention en cas d'urgence</i> .....	83
2. Considérations de sûreté .....	83
2.1 <i>Sûreté radiologique</i> .....	84
2.2 <i>Criticité</i> .....	85
2.3 <i>Risques chimiques</i> .....	85
2.4 <i>Incendie et explosion</i> .....	86
2.5 <i>Défaillance des équipements</i> .....	86
2.6 <i>Erreurs humaines</i> .....	87
2.7 <i>Événements d'origine externe</i> .....	87
2.8 <i>Perte des alimentations électriques</i> .....	88
2.9 <i>Perte des utilités</i> .....	88

3.	Évaluation de la sûreté .....	88
3.1	<i>Détermination des situations anormales</i> .....	89
3.2	<i>Analyse par arbre de défaillances</i> .....	89
3.3	<i>Évaluation des conséquences</i> .....	90
4.	Échelle de gravité des évènements nucléaires .....	90
5.	Références.....	94
<b>Chapitre 4.</b>	<b>GÉNÉRALITÉS SUR LA SÛRETÉ</b> .....	97
1.	Sûreté radiologique .....	97
1.1	<i>Programme de protection contre les rayonnements</i> .....	98
1.2	<i>Confinement et ventilation</i> .....	98
1.3	<i>Confinement</i> .....	99
1.4	<i>Ventilation</i> .....	101
2.	Criticité .....	101
2.1	<i>Sûreté-criticité</i> .....	102
2.2	<i>Facteurs affectant la criticité</i> .....	103
2.3	<i>Anomalies possibles</i> .....	104
2.4	<i>Philosophie de l'évaluation</i> .....	105
2.5	<i>Accident de criticité</i> .....	105
3.	Risques chimiques.....	106
4.	Risques d'incendie et d'explosion .....	107
4.1	<i>Risque d'incendie – généralités</i> .....	107
4.2	<i>Analyse des risques d'incendie</i> .....	108
4.3	<i>Mesures de prévention</i> .....	108
4.4	<i>Systèmes de détection d'incendie</i> .....	109
4.5	<i>Moyens de lutte contre l'incendie</i> .....	109
4.6	<i>Contrôles périodiques – consignes de sûreté</i> .....	109
4.7	<i>Risques d'explosion</i> .....	110
5.	Maintenance .....	110
6.	Facteurs humains.....	111
6.1	<i>Introduction</i> .....	111
6.2	<i>Définitions</i> .....	112
6.3	<i>Fiabilité humaine</i> .....	112
6.4	<i>Ergonomie</i> .....	114
6.5	<i>Psychologie organisationnelle</i> .....	114
7.	Effluents .....	115
8.	Considérations environnementales .....	115
9.	Questions de sûreté externe.....	116
9.1	<i>Séismes</i> .....	116
9.2	<i>Incendies ou explosions extérieurs au site</i> .....	117
9.3	<i>Chutes accidentelles d'avion</i> .....	117
9.4	<i>Conditions atmosphériques extrêmes</i> .....	118
10.	Références .....	120
<b>Chapitre 5.</b>	<b>SÛRETÉ DE L'AMONT DU CYCLE DU COMBUSTIBLE</b> .....	121
1.	Extraction et traitement du minerai d'uranium .....	121
2.	Purification et conversion de l'uranium.....	125
2.1	<i>Protection radiologique</i> .....	126
2.2	<i>Sécurité classique</i> .....	127
2.3	<i>Plans d'urgence</i> .....	129
2.4	<i>Gestion et évaluation de la sûreté</i> .....	129
2.5	<i>Gestion des déchets et surveillance de l'environnement</i> .....	130



3. Enrichissement de l'uranium .....	131
3.1 <i>La mesure du travail d'enrichissement</i> .....	131
3.2 <i>Techniques d'enrichissement</i> .....	133
3.3 <i>Risques liés à l'hexafluorure de l'uranium</i> .....	140
3.4 <i>Risques nucléaires/radiologiques</i> .....	141
4. Fabrication du combustible.....	142
4.1 <i>Conversion en UO<sub>2</sub> de l'hexafluorure d'uranium enrichi</i> .....	143
4.2 <i>Mesures de sûreté spécifiques aux usines de fabrication du combustible MOX</i> ...	145
5. Références.....	149
<b>Chapitre 6. SÛRETÉ DE L'ENTREPOSAGE DES COMBUSTIBLES IRRADIÉS</b> .....	151
1. Installations d'entreposage sous eau.....	152
1.1 <i>Entreposage en piscine sur le site du réacteur</i> .....	152
1.2 <i>Entreposage en piscine hors du site du réacteur (HSR)</i> .....	152
1.3 <i>Capacité d'entreposage en piscine sur les sites de retraitement</i> .....	153
1.4 <i>Questions de sûreté associées à l'entreposage sous eau du combustible irradié</i> ..	153
2. Installations d'entreposage à sec.....	160
2.1 <i>Situation</i> .....	160
2.2 <i>Entreposage à sec en puits</i> .....	160
2.3 <i>Châteaux métalliques</i> .....	160
2.4 <i>Silos (châteaux en béton)</i> .....	162
2.5 <i>Fosses d'entreposage</i> .....	162
2.6 <i>Synthèse de l'exploitation de l'entreposage à sec</i> .....	163
2.7 <i>Aspects de la sûreté relatifs aux installations d'entreposage à sec</i> .....	163
3. Thèmes d'actions futures .....	164
4. Références.....	166
<b>Chapitre 7. SÛRETÉ DU RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES</b> .....	169
1. Considérations générales.....	169
1.1 <i>Risques d'origine nucléaire</i> .....	171
1.2 <i>Risques non-nucléaires d'origine interne</i> .....	178
1.3 <i>Risques non-nucléaires d'origine externe</i> .....	180
2. Retraitement des combustibles Magnox et alliages .....	183
2.1 <i>Criticité</i> .....	183
2.2 <i>Incendie</i> .....	184
2.3 <i>Corrosion</i> .....	184
2.4 <i>Généralités</i> .....	184
3. Retraitement des combustibles oxyde d'uranium .....	184
3.1 <i>Situation actuelle</i> .....	184
3.2 <i>Analyse de sûreté</i> .....	186
3.3 <i>Expérience d'exploitation</i> .....	195
4. Combustible à mélange d'oxydes (MOX) .....	198
4.1 <i>Situation actuelle</i> .....	198
4.2 <i>Analyse de sûreté</i> .....	199
5. Combustible des réacteurs à neutrons rapides .....	200
5.1 <i>Situation actuelle</i> .....	200
5.2 <i>Analyse de sûreté</i> .....	200
5.3 <i>Expérience d'exploitation</i> .....	200
5.4 <i>Entreposage du plutonium et conversion en oxyde</i> .....	201
5.5 <i>Entreposage de l'uranium et conversion en oxyde</i> .....	204
6. Références.....	205

<b>Chapitre 8. SÛRETÉ DE LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS .....</b>	<b>209</b>
1. Contexte général .....	209
2. Déchets liquides de haute activité.....	211
2.1 <i>Entreposage sous forme liquide.....</i>	212
2.2 <i>Considérations de sûreté .....</i>	216
2.3 <i>Perte de refroidissement.....</i>	216
2.4 <i>Perte de confinement .....</i>	217
3. Déchets solides de haute activité.....	219
3.1 <i>Solidification des déchets.....</i>	219
3.2 <i>Technologie et expérience de la vitrification.....</i>	220
3.3 <i>Considérations de sûreté .....</i>	223
3.4 <i>Mesures préventives et correctives .....</i>	225
4. Déchets de gainage du combustible – résidus de cisailage et de clarification .....	225
5. Déchets de moyenne activité et contenant du plutonium.....	227
5.1 <i>Méthodes de traitement et de conditionnement .....</i>	228
6. Gestion des effluents gazeux.....	232
7. Références.....	233
<b>Chapitre 9. SÛRETÉ DE L'ENTREPOSAGE DES DÉCHETS SUR SITE.....</b>	<b>239</b>
1. Déchets vitrifiés .....	239
1.1 <i>Technologie et expérience acquise .....</i>	239
1.2 <i>Considérations de sûreté .....</i>	240
2. Déchets de gainage.....	242
2.1 <i>Introduction .....</i>	242
2.2 <i>Débris de gaines de Magnox .....</i>	242
2.3 <i>Déchets en acier inoxydable .....</i>	243
2.4 <i>Coques de Zircaloy et embouts.....</i>	243
2.5 <i>Déchets de graphite .....</i>	244
3. Résidus insolubles.....	244
4. Références.....	245
<b>Chapitre 10. SÛRETÉ DU DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES</b>	<b>247</b>
1. Stratégie de démantèlement .....	247
1.1 <i>Politiques gouvernementales .....</i>	248
1.2 <i>Échéancier des opérations de démantèlement.....</i>	249
2. Planification du démantèlement.....	250
3. Gestion du démantèlement.....	251
4. Conditions générales d'un démantèlement sûr .....	252
4.1 <i>Évaluation de la sûreté et dossiers de sûreté.....</i>	253
4.2 <i>Radioprotection et démarche ALARA.....</i>	254
5. Techniques de démantèlement .....	254
5.1 <i>Caractérisation.....</i>	256
5.2 <i>Décontamination.....</i>	256
5.3 <i>Démontage et démolition.....</i>	257
5.4 <i>Fermeture sous surveillance.....</i>	258
5.5 <i>Bilan radiologique final/réaménagement du site.....</i>	258
6. Résumé de l'expérience de démantèlement .....	259
7. Références.....	259

<b>Chapitre 11. SÛRETÉ DU TRANSPORT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....</b>	<b>265</b>
1. Éléments de sûreté et réglementation.....	265
1.1. <i>Caractéristiques des divers types de colis</i> .....	265
1.2. <i>Justification des exigences de sûreté</i> .....	267
1.3. <i>Analyse critique des dossiers de sûreté</i> .....	268
2. Les différents acteurs industriels.....	269
3. Spécificités du transport du combustible irradié.....	269
3.1 <i>Transfert de chaleur</i> .....	270
3.2 <i>Protection biologique</i> .....	270
3.3 <i>Conception mécanique</i> .....	270
4. Transport des déchets de haute activité vitrifiés .....	271
5. Sûreté des transports de substances radioactives .....	271
5.1 <i>Accident sur l'autoroute à Springfield, Massachusetts, États-Unis (1991)</i> .....	272
5.2 <i>Collision ferroviaire, Kenefick Siding, Kansas, États-Unis (1997)</i> .....	272
5.3 <i>Incendie d'avion, Newburg, New York, États-Unis (1996)</i> .....	272
5.4 <i>Collision entre un train et un chariot à bagages, gare de Montpellier, France (1983)</i> .....	273
5.5 <i>Naufrage du Mont-Louis, mer du Nord (1984)</i> .....	273
5.6 <i>Naufrage du MSC Carla, océan Atlantique (1997)</i> .....	273
5.7 <i>Contamination des colis et des véhicules, en Europe (1998)</i> .....	273
5.8 <i>Incendie d'un camion sur l'autoroute à Langres, France (1999)</i> .....	274
6. Références.....	274
<b>Chapitre 12. DONNÉES DE SÛRETÉ DES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE.....</b>	<b>277</b>
1. Doses au personnel.....	277
1.1 <i>Extraction et traitement de l'uranium</i> .....	277
1.2 <i>Enrichissement</i> .....	277
1.3 <i>Fabrication de combustible au dioxyde d'uranium</i> .....	279
1.4 <i>Fabrication de combustible à l'oxyde mixte (MOX)</i> .....	282
1.5 <i>Retraitement</i> .....	283
2. Rejets .....	286
2.1 <i>Extraction et traitement de l'uranium</i> .....	287
2.2 <i>Enrichissement</i> .....	287
2.3 <i>Fabrication de combustible au dioxyde d'uranium</i> .....	287
2.4 <i>Fabrication de combustible à l'oxyde mixte (MOX)</i> .....	288
2.5 <i>Retraitement</i> .....	289
3. Principaux incidents.....	292
3.1 <i>Incidents de criticité</i> .....	292
3.2 <i>Rejet d'UF6</i> .....	299
3.3 <i>Incendie et réactions exothermiques</i> .....	302
3.4 <i>Fuites de substances radioactives, contamination</i> .....	312
3.5 <i>Perte d'alimentation électrique</i> .....	317
3.6 <i>Incidents d'origine externe</i> .....	318
4. Références.....	319

<b>CONCLUSIONS PRINCIPALES</b> .....	321
1. Évolution du contexte général au cours de la dernière décennie .....	321
2. Tour d’horizon de la sûreté nucléaire au cours de la dernière décennie .....	321
3. Évolutions par domaine d’activité .....	323
4. Conclusion générale.....	325
<i>Annexe 1.</i> Liste des installations du cycle du combustible dans les pays de l’OCDE – État 2002-2003.....	327
<i>Annexe 2.</i> Glossaire .....	333
<i>Annexe 3.</i> Liste des abréviations.....	341

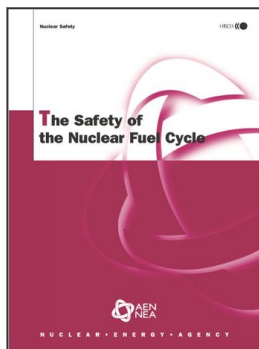
## LISTE DES FIGURES

Figure 2.1	Le cycle du combustible nucléaire .....	22
Figure 2.2	Assemblage combustible typique de réacteur REP .....	24
Figure 2.3	Réserves mondiales d'uranium.....	25
Figure 2.4	Répartition de la production d'uranium par compagnie (monde 1998).....	25
Figure 2.5	Production d'uranium des pays occidentaux par rapport aux besoins en réacteurs...	26
Figure 2.6	Extraction de l'uranium à partir du minerai .....	28
Figure 2.7	Purification et conversion de l'uranium en hexafluorure .....	29
Figure 2.8	Procédés de conversion de l'UF <sub>6</sub> en UO <sub>2</sub> .....	35
Figure 2.9	Procédé MIMAS de fabrication de combustible MOX .....	38
Figure 2.10	Diagramme du procédé de co-conversion PNC (maintenant JNC).....	40
Figure 2.11	Procédé de fabrication de combustible MOX à l'usine PFPF (Japon) .....	41
Figure 2.12	Opérations de retraitement.....	44
Figure 2.13	Diagramme général du procédé PUREX.....	48
Figure 2.14	Conversion de l'uranium et du plutonium en UO <sub>2</sub> , PuO <sub>2</sub> et UO <sub>2</sub> – PuO <sub>2</sub> pour la fabrication du MOX.....	50
Figure 2.15	Cuve de solution de produits de fission dans l'atelier R7 .....	51
Figure 2.16	Procédé AVM de vitrification continue.....	54
Figure 2.17	Coulée du verre dans l'atelier R7 à La Hague.....	55
Figure 2.18	Entreposage des déchets solides (EDS) de faible activité à La Hague.....	59
Figure 3.1	Les degrés d'INES.....	91
Figure 3.2	Explications détaillées des degrés d'INES .....	92
Figure 5.1	Extraction du minerai – Méthode de forage en grand diamètre .....	123
Figure 5.2	Installation de gestion des résidus de traitement à la mine de Key Lake .....	124
Figure 5.3	Procédé de lixiviation <i>in situ</i> à la mine de Crow Butte .....	125
Figure 5.4	Consommation d'U naturel et travail de séparation par kg d'U enrichi.....	132
Figure 5.5	Cellule de l'usine de Portsmouth après l'incendie .....	135
Figure 5.6	Schéma d'une centrifugeuse.....	136
Figure 5.7	Cascade de centrifugeuses .....	137
Figure 5.8	Principe du procédé SILVA .....	139
Figure 5.9	Le système SILVA .....	139
Figure 6.1	Piscine d'entreposage .....	151
Figure 6.2	Entreposage à sec de combustibles irradiés en châteaux métalliques à Emsland (Allemagne) .....	161
Figure 7.1	Vue aérienne de l'usine UP3-A du site de La Hague .....	169
Figure 7.2	EMEM (Équipement Mobile d'Évacuation de Matériel) dans l'atelier AD2 à La Hague.....	173
Figure 7.3	Vue de la roue du dissolvant utilisé sur UP2-800 et UP3 .....	176
Figure 7.4	Vue générale d'un évaporateur.....	193
Figure 7.5	Vue d'un évaporateur de plutonium à Dounreay .....	194
Figure 7.6	Colonne pulsée dans l'atelier T2 à La Hague .....	196
Figure 7.7	Réservoir « harpe » sous-critique pour le nitrate de plutonium .....	201
Figure 8.1	Presse de compactage dans l'atelier ACC à La Hague .....	210

Figure 8.2	Volume des résidus conditionnés dans UP3-A pour évacuation .....	211
Figure 8.3	Coupe schématique d'une cuve de solutions de haute activité .....	213
Figure 8.4	Vue d'une cuve de solutions de haute activité avec les serpentins de refroidissement .....	213
Figure 8.5	Cuve de solutions de haute activité à double enveloppe de fond .....	214
Figure 8.6	Conteneur de déchets de haute activité vitrifiés .....	221
Figure 8.7	Atelier de vitrification R7 de La Hague : vue intérieure de l'une des trois cellules de calcination et de vitrification .....	221
Figure 8.8	Conteneurs de déchets vitrifiés sur le carrousel du poste de coulée de la chaîne de vitrification 3 de Sellafield pendant les essais inactifs .....	222
Figure 8.9	Poste de coulée des fûts de bitume à STE3 (La Hague) .....	229
Figure 8.10	Chambre de combustion de l'atelier MDS .....	231
Figure 9.1	Hall d'entreposage des déchets vitrifiés .....	239
Figure 11.1	Colis de type B représentatif .....	266
Figure 12.1	Dose moyenne (externe + interne) du personnel – usine de combustible à l'uranium de Juzbado, Espagne .....	281
Figure 12.2	Dose collective par GWe/an produit par le combustible retraité La Hague, France .	284
Figure 12.3	Dose collective, site de Sellafield, Royaume-Uni .....	285
Figure 12.4	Dose individuelle moyenne, site de Sellafield, Royaume-Uni .....	286
Figure 12.5	Rejets alpha totaux dans l'Atlantique nord-est.....	286
Figure 12.6	Rejets bêta totaux dans l'Atlantique nord-est.....	287
Figure 12.7	Rejets gazeux – Doses au groupe de référence du public – Usine de fabrication de combustible de Juzbado, Espagne .....	287
Figure 12.8	Rejets liquides – Doses au groupe de référence du public – Usine de fabrication de combustible de Juzbado, Espagne .....	288
Figure 12.9	Rejets liquides et production, La Hague, France.....	289
Figure 12.10	Rejets liquides alpha, Sellafield, Royaume-Uni .....	291
Figure 12.11	Rejets liquides bêta, Sellafield, Royaume-Uni .....	291

## LISTE DES TABLEAUX

Tableau 2.1	Répartition mondiale de la production d'uranium par compagnie .....	26
Tableau 2.2	Installations d'entreposage .....	58
Tableau 2.3	Quantités de matériaux produits jusqu'en 2003 par le démantèlement de l'usine Eurochemic (en kg/an) .....	67
Tableau 2.4	Doses du personnel pour le démantèlement de l'usine Eurochemic.....	68
Tableau 5.1	Procédés d'enrichissement de l'uranium .....	133
Tableau 6.1	Comparaison des conditions pour le combustible des REO .....	153
Tableau 7.1	Bilan du retraitement des combustibles oxyde .....	185
Tableau 7.2	Prévision de l'évolution à moyen terme du combustible en France .....	199
Tableau 8.1	Facteurs de décontamination en exploitation – Pilotes de vitrification .....	223
Tableau 10.1	Différences entre le démantèlement et l'exploitation .....	251
Tableau 11.1	Comportement des colis lors des accidents déclarés aux États-Unis entre 1971 et 1996 .....	271
Tableau 11.2	Comportement des colis lors des accidents et incidents déclarés en France entre 1997 et 1998.....	272
Tableau 12.1	Japon, exposition annuelle moyenne pour l'enrichissement et la fabrication de combustible .....	277
Tableau 12.2	Dose annuelle moyenne pour les opérateurs États-Unis de la fabrication, du traitement et de l'enrichissement .....	278
Tableau 12.3	Doses du personnel – usine de combustible à l'uranium de Dessel, Belgique .....	279
Tableau 12.4	Doses externes des travailleurs – usine de combustible à l'uranium de Romans, France.....	279
Tableau 12.5	Doses internes des travailleurs – usine de combustible à l'uranium de Romans, France.....	280
Tableau 12.6	Doses du personnel – usine de combustible à l'uranium de Lingen, Allemagne .	280
Tableau 12.7	Doses du personnel – usine de combustible à l'uranium de Juzbado, Espagne....	281
Tableau 12.8	Doses du personnel – usine de combustible à l'uranium de Springfields, Royaume-Uni .....	282
Tableau 12.9	Doses du personnel – usine de combustible MOX de Dessel, Belgique .....	282
Tableau 12.10	Doses du personnel (sous-traitants compris) – usine de combustible MOX MELOX, France .....	283
Tableau 12.11	Doses du personnel MELOX seul – usine de combustible MOX MELOX, France .....	283
Tableau 12.12	Exposition annuelle moyenne pour le personnel des usines de retraitement japonaises .....	284
Tableau 12.13	Rejets – Doses au groupe de référence du public – Usine de fabrication de combustible de Springfields, Royaume-Uni .....	288
Tableau 12.14	Rejets atmosphériques, La Hague, France (en Bq).....	289
Tableau 12.15	Rejets, JNC, Tokai mura, Japon.....	290



Extrait de :  
**The Safety of the Nuclear Fuel Cycle - Third Edition**

Accéder à cette publication :

<https://doi.org/10.1787/9789264014220-en>

**Merci de citer ce chapitre comme suit :**

OCDE/Agence pour l'énergie nucléaire (2006), « Introduction et résumé », dans *The Safety of the Nuclear Fuel Cycle - Third Edition*, Éditions OCDE, Paris.

DOI: <https://doi.org/10.1787/9789264014244-2-fr>

Cet ouvrage est publié sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE. Les opinions et les arguments exprimés ici ne reflètent pas nécessairement les vues officielles des pays membres de l'OCDE.

Ce document et toute carte qu'il peut comprendre sont sans préjudice du statut de tout territoire, de la souveraineté s'exerçant sur ce dernier, du tracé des frontières et limites internationales, et du nom de tout territoire, ville ou région.

Vous êtes autorisés à copier, télécharger ou imprimer du contenu OCDE pour votre utilisation personnelle. Vous pouvez inclure des extraits des publications, des bases de données et produits multimédia de l'OCDE dans vos documents, présentations, blogs, sites Internet et matériel d'enseignement, sous réserve de faire mention de la source OCDE et du copyright. Les demandes pour usage public ou commercial ou de traduction devront être adressées à [rights@oecd.org](mailto:rights@oecd.org). Les demandes d'autorisation de photocopier une partie de ce contenu à des fins publiques ou commerciales peuvent être obtenues auprès du Copyright Clearance Center (CCC) [info@copyright.com](mailto:info@copyright.com) ou du Centre français d'exploitation du droit de copie (CFC) [contact@cfcopies.com](mailto:contact@cfcopies.com).