

Sommaire

Préface.....	III
Avant-propos.....	VII
Rédacteurs, contributeurs et relecteurs.....	XXXIX
Introduction	XLV

Partie 1

Éléments généraux de contexte

Chapitre 1

Effets biologiques et sanitaires des rayonnements ionisants – Le système de radioprotection

1.1.	Effets biologiques et sanitaires des rayonnements ionisants.....	4
1.1.1.	Processus biologiques.....	4
1.1.2.	Rappels sur quelques unités.....	6
1.1.3.	La radioactivité naturelle	7
1.1.4.	Effets sur la santé.....	8
1.1.4.1.	Effets déterministes, réactions tissulaires.....	9
1.1.4.2.	Effets stochastiques ou aléatoires.....	10
1.1.4.3.	Induction de maladies autres que le cancer.....	11

1.1.5.	Un exemple de limitations de l'épidémiologie	12
1.2.	Le système de radioprotection.....	13
1.2.1.	Types de situations d'exposition	14
1.2.2.	Catégories d'exposition	15
1.2.3.	Principe de justification	16
1.2.4.	Principe d'optimisation.....	17
1.2.5.	Principe d'application des limites de dose	22

Chapitre 2

Organisation du contrôle et règlementation des installations et des activités nucléaires en France

2.1.	De la création du CEA à la loi TSN.....	25
2.2.	Quelques définitions.....	30
2.3.	Les différents contributeurs à la sûreté nucléaire et leurs missions.....	32
2.4.	Quelques principes et éléments fondamentaux en matière de sûreté nucléaire.....	48
2.5.	Les cadres réglementaire et pararéglementaire applicables aux INB.....	50

Chapitre 3

La dimension internationale – La dimension sociétale

3.1.	La dimension internationale.....	77
3.1.1.	Introduction.....	77
3.1.2.	Normes de l'AIEA.....	80
3.1.3.	<i>L'International Reporting System for Operating Experience (IRS)</i>	83
3.1.4.	Les services développés par l'AIEA.....	85
3.1.4.1.	Les revues OSART	85
3.1.4.2.	Les revues IRRS	87
3.1.4.3.	Autres services et cadres d'études mis en place par l'AIEA.....	88
3.1.5.	L'association WANO	90

3.1.6.	L'AEN	92
3.1.7.	Organisations en matière de radioprotection et de santé.....	94
3.1.8.	De la collaboration bilatérale franco-allemande à des structures européennes d'échanges, de capitalisation de connaissances et de pratiques, de formation et de prestations en matière d'expertise	95
3.1.9.	Les associations d'autorités de sûreté	101
3.2.	La dimension sociétale	103
3.2.1.	Introduction – Contexte français	103
3.2.2.	Exemples d'initiatives et de questions soulevées concernant la sûreté des réacteurs du parc électronucléaire français.....	103

Chapitre 4

Les réacteurs nucléaires: des systèmes sociotechniques complexes – L'importance des facteurs organisationnels et humains

4.1.	Les débuts des FOH dans le domaine des réacteurs électronucléaires, les enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island.....	110
4.2.	L'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl, la notion de « culture de sûreté ».....	111
4.3.	L'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, la dimension sociétale, la notion de « résilience » des organisations.....	116
4.4.	Évolution de la perception du rôle des hommes dans l'atteinte d'un haut niveau de fiabilité de systèmes sociotechniques complexes.....	116
4.5.	Le développement de moyens et de compétences concernant les FOH, les principaux sujets étudiés	119
4.5.1.	Moyens et compétences	119
4.5.2.	Principaux sujets étudiés.....	121
4.6.	Les FOH dans la réglementation française.....	122

*

* *

Partie 2
La sûreté à la conception

Chapitre 5

**Le développement de l'énergie nucléaire utilisant la fission de l'uranium 235 –
Quelques notions de physique des réacteurs à eau sous pression**

5.1.	Quelques jalons importants du développement de l'énergie nucléaire utilisant la fission de l'isotope 235 de l'uranium	127
5.2.	La fission et quelques notions importantes de « cinétique » des réacteurs....	132
5.3.	L'évacuation de la puissance du cœur en fonctionnement.....	140
5.4.	La puissance résiduelle	141
5.5.	Quelques éléments descriptifs des cœurs des réacteurs à eau sous pression	141
5.6.	Le pilotage et le contrôle des cœurs des réacteurs à eau sous pression ...	143
5.7.	Utilisation de combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX)	153

Chapitre 6

Objectifs généraux, principes et concepts fondamentaux de l'approche de sûreté

6.1.	Approche générale des risques – Objectifs généraux	158
6.2.	Les fonctions fondamentales de sûreté.....	162
6.3.	Les barrières de confinement.....	164
6.4.	La défense en profondeur.....	168
6.4.1.	Les niveaux de défense en profondeur	169
6.4.2.	Éléments communs aux différents niveaux de défense en profondeur	176
6.5.	Événements pris en compte: terminologie adoptée pour les réacteurs électronucléaires	177
6.6.	Les « niveaux de référence » de l'association WENRA.....	178
6.7.	L'analyse déterministe de la sûreté et les études probabilistes de sûreté	179
6.8.	Enseignements apportés par l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi sur le concept de défense en profondeur et sur l'analyse déterministe.....	181
6.9.	La « culture de sûreté » – La maîtrise de la qualité	182

Chapitre 7

Options et considérations de sûreté au stade de la conception

7.1.	Différents types de dispositions de conception associées à des considérations de sûreté	196
7.2.	Le critère de défaillance unique	198
7.3.	La spécificité des systèmes programmés (à base de logiciels de contrôle-commande)	202
7.4.	Classement de sûreté des équipements	204
7.4.1.	Importance des équipements pour la sûreté et classement de sûreté.....	204
7.4.2.	Exigences génériques associées aux différentes classes de sûreté.....	208
7.4.3.	Qualification des équipements aux conditions accidentelles.....	212
7.5.	Quelques éléments relatifs à la conception des équipements sous pression nucléaires	217
7.6.	Quelques considérations générales sur la prise en compte des agressions dans la conception des installations.....	220
7.7.	L'anticipation du démantèlement au stade de la conception.....	222

Chapitre 8

L'étude des conditions de fonctionnement dans l'analyse déterministe de la sûreté

8.1.	Classement des conditions de fonctionnement.....	228
8.2.	Choix des conditions de fonctionnement	232
8.2.1.	La notion d'incident ou d'accident enveloppe	234
8.2.2.	Exclusion d'accidents.....	235
8.3.	Liste et répartition des conditions de fonctionnement.....	236
8.4.	Modalités d'étude des conditions de fonctionnement	238
8.4.1.	Choix des conditions initiales, conservatismes.....	239
8.4.2.	Prise en compte d'un aggravant dans l'étude des conditions de fonctionnement – Défaillances « passives »	241
8.4.3.	Cumuls conventionnels	242
8.4.4.	Prévention de l'aggravation des accidents	244
8.4.5.	Délais d'intervention des opérateurs	244

8.4.6.	Utilisation de logiciels de simulation qualifiés	245
8.4.7.	Principaux critères à respecter pour le combustible dans le cœur du réacteur	245
8.5.	La notion de « situations de dimensionnement » pour les matériels	248
8.6.	« Situations » à prendre en compte en application de la réglementation des appareils à pression	249
8.7.	L'évaluation des conséquences radiologiques des incidents, des accidents et des agressions.....	251
8.7.1.	Évaluation des rejets à partir de l'installation.....	252
8.7.2.	Évaluation des conséquences radiologiques des rejets hors de l'installation	254
8.7.3.	Appréciation des conséquences radiologiques.....	256

Chapitre 9

L'accident de perte de réfrigérant primaire

9.1.	Aspects à court et moyen terme d'un APRP	265
9.1.1.	Effets mécaniques sur les structures internes de la cuve et sur les structures des assemblages combustibles.....	265
9.1.2.	Aspects thermohydrauliques et comportement des crayons combustibles.....	267
9.1.2.1.	APRP de type « grosse brèche ».....	268
9.1.2.2.	APRP de type « brèche intermédiaire ».....	269
9.1.3.	Effets sur l'enceinte de confinement du réacteur et sur ses structures internes.....	271
9.1.4.	Aspect à long terme.....	272
9.2.	Démonstration de sûreté	275
9.2.1.	Généralités et historique.....	275
9.2.2.	Assemblages et crayons combustibles, structures internes de la cuve, composants du circuit primaire	277
9.2.2.1.	Tenue mécanique des structures internes de la cuve, des structures des assemblages combustibles et des composants du circuit primaire	277
9.2.2.2.	Comportement du combustible.....	279
9.2.3.	Enceinte de confinement et équipements situés dans cette enceinte	280

Chapitre 10

Un point particulier : les tubes de générateurs de vapeur

10.1.	Rupture d'un tube de générateur de vapeur étudiée en tant que condition de fonctionnement de troisième catégorie	285
10.2.	Prévention d'un accident de RTGV, risques de ruptures multiples	287
10.3.	Rupture de tube(s) d'un générateur de vapeur étudiée en tant que condition de fonctionnement de quatrième catégorie.....	289
10.3.1.	Réacteurs de 900 MWe et de 1 300 MWe.....	289
10.3.2.	Réacteurs de 1 450 MWe et EPR (Flamanville 3)	289
10.4.	Dispositions visant à limiter les conséquences radiologiques des accidents de RTGV.....	290

Chapitre 11

Prise en compte des agressions : considérations générales, agressions d'origine interne

11.1.	Considérations générales sur la prise en compte des agressions.....	295
11.2.	Projectiles susceptibles d'être émis à l'intérieur de l'enceinte de confinement.....	299
11.3.	Effets des ruptures de tuyauteries	301
11.4.	Éclatement d'un groupe turboalternateur	302
11.5.	Protection contre les chutes de charges	305
11.5.1.	Risques liés aux emballages de transport des combustibles usés.....	305
11.5.2.	Autres risques liés aux manutentions.....	309
11.6.	Protection contre l'incendie	309
11.7.	Protection contre l'explosion.....	315
11.8.	Inondations internes	318

Chapitre 12

Prise en compte des agressions d'origine externe

12.1.	Considérations générales sur la prise en compte des agressions d'origine externe	323
12.2.	« Veille climatique » mise en œuvre par Électricité de France	325
12.3.	Séismes.....	326

12.4.	Inondations externes	340
12.5.	Températures extrêmes.....	350
12.5.1.	« Grands froids »	350
12.5.2.	« Grands chauds ».....	350
12.6.	Agresseurs possibles de la source froide	352
12.7.	Quelques autres agressions externes d'origine naturelle	355
12.8.	Chutes accidentelles d'aéronefs (hors malveillance)	356
12.9.	Risques liés à l'environnement industriel (hors malveillance)	360

Chapitre 13

Domaine complémentaire d'événements

13.1.	Origine des études du « domaine complémentaire ».....	364
13.2.	Historique du « domaine complémentaire ».....	364
13.3.	Analyse des événements du « domaine complémentaire »	371
13.4.	« Nouveau domaine complémentaire ».....	372
13.5.	Cas du réacteur EPR Flamanville 3.....	375

Chapitre 14

Développement et utilisation des études probabilistes de sûreté

14.1.	Historique et contexte règlementaire.....	377
14.1.1.	Situation internationale.....	377
14.1.2.	Situation en France	379
14.2.	EPS de niveau 1	381
14.2.1.	Domaine de couverture.....	381
14.2.2.	Méthode de réalisation d'une EPS de niveau 1.....	382
14.2.2.1.	Généralités.....	382
14.2.2.2.	Un point particulier: l'étude probabiliste de la fiabilité humaine.....	384
14.2.3.	Résultats des EPS de niveau 1 et enseignements tirés.....	390
14.3.	EPS de niveau 2	395
14.3.1.	Domaine de couverture.....	395

14.3.2.	Méthode de réalisation d'une EPS de niveau 2.....	395
14.3.2.1.	Généralités.....	395
14.3.2.2.	L'étude probabiliste de la fiabilité humaine pour les EPS de niveau 2.....	402
14.3.3.	Exemples d'enseignements tirés des EPS de niveau 2.....	404
14.3.3.1.	Évaluation des risques d'explosion de vapeur.....	404
14.3.3.2.	Tenue mécanique des enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe.....	405
14.3.3.3.	Isolement des traversées de l'enceinte de confinement.....	406
14.3.3.4.	Modifications du système de dépressurisation du circuit primaire.....	406
14.3.3.5.	Amélioration des procédures de conduite pour réduire le risque de fusion du cœur en pression.....	407
14.3.3.6.	Apport des EPS de niveau 2 pour la gestion de crise.....	407
14.4.	Élargissement du domaine de couverture des EPS.....	408
14.5.	Utilisations des études probabilistes de sûreté.....	409
14.5.1.	Utilisation des EPS à la conception.....	409
14.5.1.1.	Intérêt et particularités des EPS à la conception.....	409
14.5.1.2.	EPS menées en support à la conception du réacteur EPR Flamanville 3.....	410
14.5.2.	Utilisation des EPS lors des réexamens périodiques.....	413
14.5.2.1.	EPS de niveau 1.....	413
14.5.2.2.	EPS de niveau 2.....	415
14.5.3.	Utilisation des EPS pour l'exploitation des réacteurs.....	416
14.5.3.1.	Utilisation des EPS pour l'analyse de la gravité des événements.....	416
14.5.3.2.	Utilisation des EPS pour l'analyse des spécifications techniques d'exploitation et des modifications temporaires.....	418
14.5.3.3.	Utilisation des EPS pour l'analyse des procédures de conduite.....	420

Chapitre 15

Aspects spécifiques aux piscines d'entreposage du combustible des réacteurs à eau sous pression

15.1.	Conception des piscines d'entreposage du combustible.....	423
15.1.1.	Barrières de confinement.....	423
15.1.2.	Événements initiateurs retenus à la conception	425
15.2.	Retour d'expérience	426
15.2.1.	Pertes de refroidissement	426
15.2.1.1.	Perte de la source froide.....	426
15.2.1.2.	Risques liés à la maintenance lors des arrêts de tranche.....	427
15.2.1.3.	Aspiration de corps étrangers dans le circuit de refroidissement.....	427
15.2.1.4.	Dépassement de la puissance résiduelle retenue à la conception	428
15.2.2.	Pertes d'eau	429
15.2.2.1.	Défaillances de portes ou de batardeaux.....	429
15.2.2.2.	Erreurs de lignage	430
15.2.2.3.	Défaillance d'une tige d'obturation d'une tuyauterie du circuit primaire.....	435
15.2.2.4.	Rupture d'une tuyauterie connectée à la piscine d'entreposage du combustible	436
15.3.	Réexamens	437
15.4.	Retour d'expérience de l'accident qui a affecté la piscine du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.....	441
15.4.1.	Événements survenus.....	441
15.4.2.	Évaluations complémentaires de sûreté menées en France.....	443
15.5.	Dispositions retenues pour le réacteur EPR.....	446
15.6.	Recommandations pour la conception de nouveaux réacteurs	447
15.7.	Nouvelles modalités d'entreposage des combustibles usés.....	450

Chapitre 16

Prise en compte des facteurs organisationnels et humains lors de la conception des installations

16.1.	La prise en compte des facteurs organisationnels et humains à la conception des réacteurs électronucléaires.....	454
16.1.1.	Importance de la prise en compte des facteurs organisationnels et humains dès le stade de la conception.....	454
16.1.2.	Démarche à la conception.....	460
16.1.2.1.	Phase amont de la conception : analyse de l'« existant ».....	461
16.1.2.2.	Objectifs de conception.....	464
16.1.2.3.	Définition des dispositions détaillées de conception.....	465
16.1.2.4.	Validation des dispositions de conception.....	469
16.1.2.5.	Évaluations menées au démarrage et après la mise en service des réacteurs.....	472
16.1.3.	Organisation de projet et programme d'ingénierie des FOH.....	473
16.2.	La prise en compte des aspects organisationnels et humains pour la conception des modifications effectuées dans les centrales électronucléaires.....	474
16.2.1.	Importance des facteurs organisationnels et humains pour la conception des modifications.....	474
16.2.2.	« Démarche SOH » mise en œuvre par Électricité de France.....	475
16.2.3.	Les modifications, un sujet qui mérite toujours une attention particulière sous l'angle des FOH.....	478
16.3.	Les FOH pour les futurs projets de réacteurs électronucléaires.....	478

Chapitre 17

Étude et prise en compte des accidents de fusion du cœur

17.1.	Dégradation du cœur et défaillance de la cuve.....	483
17.1.1.	Dénoyage du cœur.....	483
17.1.2.	Dégradation du combustible.....	484
17.1.3.	Défaillance du circuit primaire.....	486

17.1.4.	Phénomènes pouvant conduire à une défaillance précoce du confinement.....	486
17.1.5.	Phénomènes pouvant conduire à une défaillance différée du confinement.....	488
17.2.	Les modes de défaillance du confinement	488
17.3.	Classification des rejets associés aux accidents de fusion du cœur – Les « termes sources ».....	491
17.4.	Amélioration des connaissances	493
17.5.	Les études françaises des modes de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement	493
17.5.1.	Introduction.....	493
17.5.2.	Défaut d'étanchéité initial de l'enceinte de confinement.....	494
17.5.3.	Échauffement direct des gaz dans l'enceinte de confinement .	495
17.5.4.	Explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement	495
17.5.5.	Explosion de vapeur dans la cuve ou dans le puits de cuve	497
17.5.6.	Augmentation progressive de la pression dans l'enceinte de confinement	498
17.5.7.	Traversée du radier en béton de l'enceinte de confinement par le corium.....	500
17.5.8.	Dispositions « U4 ».....	501
17.5.9.	Bipasse du confinement par des tuyauteries sortant de l'enceinte de confinement (mode V)	501
17.5.10.	Accidents d'insertion rapide de réactivité.....	502
17.6.	Le guide d'intervention en accident grave (GIAG).....	502
17.7.	Conséquences radiologiques associées au « terme source » S3 et plans d'intervention des pouvoirs publics	503
17.8.	Procédures de conduite ultimes.....	506
17.9.	Le plan d'urgence interne.....	506
17.10.	L'approche retenue pour le réacteur EPR.....	509
17.10.1.	Objectifs généraux de sûreté.....	509
17.10.2.	« Élimination pratique » des situations avec fusion du cœur qui pourraient conduire à des rejets précoces importants	510
17.10.3.	Dispositions relatives à la fusion du cœur à basse pression.....	514

Chapitre 18

Les réacteurs de nouvelle génération

18.1.	Organisation et cadre des réflexions franco-allemandes	519
18.2.	Évolution des objectifs de sûreté et options de conception du projet EPR	520
18.2.1.	Objectifs généraux de sûreté.....	520
18.2.2.	Événements à prendre en compte au stade de la conception, analyses déterministes et probabilistes	522
18.2.3.	Dispositions principales de prévention des incidents et des accidents.....	525
18.2.4.	Redondances fonctionnelles, indépendances entre systèmes, fiabilité des systèmes	530
18.2.5.	Préservation du confinement.....	531
18.2.6.	Radioprotection.....	532
18.2.7.	Prise en compte des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.....	532
18.3.	Contexte international: objectifs généraux de sûreté des réacteurs de nouvelle génération.....	534
18.4.	Concepts mis en valeur dans les réacteurs de nouvelle conception	536
18.4.1.	AP1000: systèmes gravitaires.....	536
18.4.2.	VVER: système SPOT	538
18.4.3.	EPR NM: technologie « multi-groupe », source froide diversifiée	539
18.4.4.	ATMEA 1: accumulateurs d'injection de sécurité dans le circuit primaire	540
18.4.5.	NuScale: piscine commune pour réacteurs modulaires.....	541

*

* * *

Partie 3
La sûreté en exploitation

Chapitre 19

Les essais de démarrage des réacteurs à eau sous pression

19.1.	Introduction	547
19.2.	La mise en service.....	550
19.2.1.	Définition des essais de démarrage.....	550
19.2.2.	Phasage des essais de démarrage.....	551
19.2.2.1.	Les essais préliminaires et les essais préopérationnels.....	552
19.2.2.2.	Les essais opérationnels.....	553
19.2.2.3.	Principes généraux d'enchaînement et de réalisation des essais	553
19.2.3.	La documentation relative aux essais de démarrage.....	554
19.2.3.1.	Procédures d'ensemble (ENS) et procédures de démarrage (DEM).....	554
19.2.3.2.	Les programmes de principes d'essais, les procédures d'exécution d'essais, les guides-types.....	555
19.2.3.3.	Analyse d'exhaustivité, analyse de suffisance	555
19.2.3.4.	Les critères d'acceptation.....	556
19.3.	Objectifs et règles générales à prendre en compte pour les essais de démarrage.....	556
19.4.	Les enseignements marquants des essais de démarrage des réacteurs électronucléaires français.....	558
19.4.1.	Essais de qualification et essais sur site.....	559
19.4.2.	Essais de longue durée sur site.....	561
19.4.3.	Configurations et exhaustivité des essais, transpositions	563
19.4.4.	Dispositions de sûreté non vérifiables par des essais	564
19.4.5.	Critères.....	565

19.4.6.	Propreté, nettoyage des circuits, corps étrangers.....	566
19.4.7.	Supportages et déplacements de tuyauteries.....	570
19.4.8.	Vibrations des pompes et des tuyauteries.....	571
19.4.9.	Validation des procédures de conduite et d'essais périodiques.....	573
19.4.10.	Incertitudes et « points de consigne »	574
19.4.11.	État des installations lors des essais de démarrage	575
19.4.12.	Autres aspects.....	576
19.5.	Exemples de constats impliquant des essais de démarrage	577

Chapitre 20

Les règles générales d'exploitation

20.1.	Les règles générales d'exploitation	592
20.1.1.	Contenu global des règles générales d'exploitation.....	593
20.1.2.	Limites des règles générales d'exploitation	594
20.2.	Les spécifications techniques d'exploitation.....	594
20.2.1.	Contenu des spécifications techniques d'exploitation.....	595
20.2.1.1.	Domaines d'exploitation et états standards.....	596
20.2.1.2.	Prescriptions et indisponibilités	598
20.2.1.3.	États et délais de repli.....	599
20.2.1.4.	Notions d'événements et de groupes d'événements	600
20.2.1.5.	Cumuls d'indisponibilités	600
20.2.1.6.	Notions de condition limite et de prescription particulière.....	601
20.2.2.	Domaine de pression et de température moyenne du circuit primaire.....	601
20.2.3.	Évolution des spécifications techniques d'exploitation	603
20.3.	Essais initiaux et essais périodiques.....	605
20.4.	Les procédures de conduite incidentelle et accidentelle.....	607

*Chapitre 21***Le retour d'expérience des événements: règles et pratiques**

21.1.	Historique.....	611
21.2.	Les objectifs d'un dispositif de retour d'expérience	613
21.3.	Éléments constitutifs d'un dispositif de retour d'expérience, réglementation	615
21.4.	Les pratiques adoptées pour le parc électronucléaire français en matière de retour d'expérience.....	619

*Chapitre 22***Retour d'expérience d'événements imputables à une faiblesse de la conception initiale des réacteurs ou de la qualité de la maintenance**

22.1.	Événements imputables à une faiblesse de conception : défauts de refroidissement du cœur lorsque le réacteur est à l'arrêt avec le niveau d'eau à la « plage de travail basse » du circuit RRA.....	634
22.2.	Événements répétitifs de perte de fonctions de sûreté liés aux opérations de maintenance – Enseignements tirés.....	639
22.2.1.	Les événements.....	639
22.2.2.	Réflexion générale engagée par Électricité de France à la fin des années 1980 sur la qualité des opérations de maintenance.....	651
22.2.3.	Utilisation du concept de défense en profondeur pour les interventions dans un réacteur en exploitation.....	654
22.2.4.	Des difficultés qui peuvent se reproduire.....	655

*Chapitre 23***Retour d'expérience d'événements liés aux interventions, aux sources et distributions électriques, aux agressions internes ou externes**

23.1.	Risques de défaillances liés aux équipements ou à la maintenance.....	658
23.1.1.	Risques de défaillances de mode commun	658
23.1.1.1.	Risques de défaillances de mode commun liés aux réglages	658
23.1.1.2.	Risques de défaillances de mode commun de tableaux électriques.....	660

23.1.1.3.	Indisponibilité de deux lignes sur trois d'injection de sécurité à haute pression dans les branches froides du circuit primaire.....	660
23.1.1.4.	Pertes de sources électriques.....	663
23.1.2.	Introduction d'eau non borée dans le circuit primaire.....	666
23.1.3.	Refroidissement du circuit primaire après inhibition d'actions automatiques.....	669
23.1.4.	Maintien d'un moyen particulier (provisoire) empêchant le passage en mode de recirculation d'eau de l'injection de sécurité.....	671
23.2.	Événements liés aux agressions internes.....	672
23.2.1.	Risques de défaillances de mode commun par inondation interne.....	672
23.2.2.	Risques de défaillances du fait d'incendies.....	675
23.2.3.	Risques liés à l'utilisation d'hydrogène dans les réacteurs de 900 MWe.....	679
23.3.	Agressions externes: événements liés aux périodes de « grands froids »	683

Chapitre 24

Renforcement de la protection des sites en bordure d'estuaire ou de rivière : inondation de la centrale nucléaire du Blayais et obstruction d'une prise d'eau à la centrale nucléaire de Cruas-Meyssse

24.1.	Perte partielle des systèmes de sauvegarde à la suite de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais.....	690
24.2.	Perte totale de la source froide consécutive au colmatage des tambours filtrants par une arrivée massive de matières végétales à la centrale nucléaire de Cruas-Meyssse.....	697

Chapitre 25

Prise en compte des facteurs organisationnels et humains pour l'exploitation des installations

25.1.	Management des compétences.....	701
25.1.1.	Contexte historique.....	702
25.1.2.	Organisation de la formation.....	703
25.1.3.	La gestion prévisionnelle des emplois et des compétences.....	705
25.1.4.	Les habilitations du personnel.....	706

25.2.	Sûreté et management des risques.....	707
25.2.1.	Contexte historique.....	707
25.2.2.	Prises de décision et sûreté.....	710
25.2.3.	Les analyses de risques des interventions.....	711
25.2.4.	Le retour d'expérience.....	713
25.2.5.	La conduite de changements organisationnels.....	714
25.3.	Organisation des activités de conduite.....	716
25.3.1.	Caractéristiques des activités de conduite.....	716
25.3.2.	La surveillance par l'équipe de conduite en salle de commande.....	719
25.3.3.	La conformité aux règles générales d'exploitation.....	720
25.3.4.	Les lignages.....	720
25.3.5.	La conduite lors des situations extrêmes.....	722
25.4.	Organisation et activités de maintenance.....	722
25.4.1.	L'organisation d'un arrêt programmé de réacteur pour rechargement du combustible et maintenance.....	722
25.4.2.	Les risques lors des arrêts des réacteurs.....	723
25.4.3.	La préparation des arrêts programmés des réacteurs.....	724
25.4.4.	Le pilotage des arrêts programmés des réacteurs.....	725
25.5.	La maîtrise des activités sous-traitées.....	726
25.5.1.	Qualification des entreprises et contractualisation.....	726
25.5.2.	Adéquation entre charge de travail et ressources.....	727
25.5.3.	La réalisation des interventions.....	727
25.5.4.	La surveillance des prestations.....	728
25.5.5.	Retour d'expérience et évaluation des prestations.....	729

Chapitre 26

La maintenance des installations

26.1.	Les objectifs de la maintenance.....	731
26.2.	La maintenance.....	732
26.2.1.	Définition.....	732
26.2.2.	Les stratégies de maintenance.....	733

26.3.	L'optimisation de la maintenance	734
26.3.1.	Optimisation de la maintenance par la fiabilité.....	734
26.3.2.	Maintenance conditionnelle.....	737
26.3.3.	Maintenance conditionnelle par échantillonnage – Maintenance par matériels témoins.....	738
26.3.4.	La méthode « AP913 »	740
26.4.	Les référentiels de maintenance	742
26.5.	La maintenance sur site.....	744
26.5.1.	Les différentes étapes d'une intervention de maintenance.....	744
26.5.2.	Les principales conditions de réussite de la maintenance.....	746
26.5.3.	Exemples d'anomalies ou d'écarts découverts lors d'opérations de maintenance courante, liés à un référentiel de maintenance insuffisant à l'égard de mécanismes de dégradation	756
26.5.4.	Exemples d'événements liés à des non-qualités de maintenance.....	759
26.5.4.1.	Exemple d'événement lié à un réglage erroné de matériels redondants.....	759
26.5.4.2.	Exemple d'événement lié à un réglage erroné de seuils de protections électriques.....	760
26.5.4.3.	Exemples d'événements liés à une non-remise en conformité d'un matériel après intervention ou à un mode opératoire incorrectement appliqué	760

Chapitre 27

La surveillance et le contrôle en service des équipements

27.1.	Les principaux équipements internes à la cuve d'un réacteur à eau sous pression.....	770
27.1.1.	« Cloisonnements » autour du cœur	771
27.1.2.	Tubes-guides des grappes absorbantes	772
27.2.	La cuve du réacteur, ses tubulures et son couvercle.....	773
27.2.1.	« Défauts sous revêtement » de cuves	774
27.2.2.	Fissuration d'adaptateurs de couvercles de cuve.....	776
27.2.2.1.	Situation des autres réacteurs.....	778

27.2.2.2.	Impact sur la sûreté	779
27.2.2.3.	Prévention, surveillance et limitation des conséquences	780
27.2.2.4.	Développement de moyens de contrôle	780
27.2.2.5.	Réparations	781
27.2.2.6.	Détection des fuites.....	781
27.2.2.7.	Dispositifs anti-éjection.....	782
27.2.2.8.	Situation actuelle.....	782
27.2.2.9.	Fissurations observées dans des couvercles de cuves à l'étranger.....	782
27.2.2.10.	Mise en œuvre d'une surveillance particulière des « zones en Inconel » à partir de 1992.....	783
27.2.3.	Fissuration de pénétrations de fond de cuve détectée en 2011.....	784
27.2.4.	Surveillance de la « zone de cœur » de la cuve.....	786
27.2.5.	Défauts observés dans des cuves de réacteurs en Belgique	787
27.3.	Les générateurs de vapeur	789
27.3.1.	Les différents types de défauts.....	789
27.3.2.	Risques associés	791
27.3.3.	Surveillance en fonctionnement et contrôles à l'arrêt.....	792
27.3.3.1.	Surveillance en fonctionnement	792
27.3.3.2.	Contrôles à l'arrêt.....	793
27.3.4.	Démarche suivie en cas de détection d'un défaut.....	794
27.3.4.1.	Usure de tube par un corps étranger.....	794
27.3.4.2.	Usure au contact des barres antivibratoires	795
27.3.4.3.	Fissurations dans les petits cintres.....	795
27.3.4.4.	Déformation et fissuration de tubes	796
27.3.5.	Remplacement de générateurs de vapeur	797
27.3.6.	Colmatages observés dans les années 2000.....	798
27.3.7.	Bilan	800

27.4.	Les lignes de vapeur	800
27.5.	Les circuits auxiliaires: fissurations liées à des phénomènes thermohydrauliques locaux	802
27.5.1.	Fissurations survenues dans des tronçons non isolables raccordés aux boucles du circuit primaire	802
27.5.2.	Fatigue thermique du circuit RRA du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux	804
27.6.	Ouvrages de génie civil: les enceintes de confinement	808
27.6.1.	Phénomènes de dégradation redoutés	809
27.6.2.	Dispositifs de surveillance directe des parois en béton des enceintes de confinement	810
27.6.3.	Épreuves et mesures d'étanchéité	812
27.6.4.	Principales anomalies observées	813

Chapitre 28

Le combustible: gestions, surveillance et évolutions

28.1.	Modalités de surveillance de l'intégrité des crayons combustibles	823
28.1.1.	Les spécifications radiochimiques du fluide primaire	823
28.1.2.	Contrôles et mesures effectués directement sur les assemblages combustibles	832
28.1.2.1.	Ressuage dans le mât de la machine de chargement	833
28.1.2.2.	Ressuage dans la « cellule BK »	834
28.1.2.3.	Contrôles effectués sur les crayons combustibles	835
28.2.	Retour d'expérience et évolutions du matériau de gainage	837
28.3.	Anomalies ou événements significatifs ayant concerné des assemblages combustibles	842
28.3.1.	Phénomène de « jets de baffles »	843
28.3.2.	Phénomène de <i>fretting</i>	843
28.3.3.	Événements survenus lors d'opérations de manutention	846
28.3.4.	Déformations latérales d'assemblages combustibles affectant la chute des grappes absorbantes	848

Chapitre 29

La conformité des installations

29.1.	Introduction	853
29.2.	Détection et traitement des écarts de conformité pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire	854
29.2.1.	Le processus de traitement des écarts de conformité.....	854
29.2.2.	Exemples d'écarts de conformité	856
29.2.2.1.	Écart de conformité de coffrets de raccordements électriques qualifiés aux conditions accidentelles	856
29.2.2.2.	Défaut de tenue au séisme de planchers métalliques des bâtiments électriques et auxiliaires des réacteurs de 900 MWe (CPY).....	857
29.2.2.3.	Risque de colmatage des filtres des puisards de l'enceinte de confinement	858
29.2.2.4.	Anomalie des moteurs diesels des groupes électrogènes de secours et d'ultime secours des réacteurs de 900 MWe.....	859
29.2.2.5.	Défaut de tenue en température des pompes d'injection de sécurité à haute pression.....	860
29.2.2.6.	Mélanges de graisses dans des équipements appelés à fonctionner en situations accidentelles...	861
29.2.2.7.	Déséquilibre de débit entre lignes d'injection de sécurité des réacteurs de 900 MWe	863
29.2.2.8.	Anomalie de modélisation dans le logiciel CATHARE de la circulation naturelle dans la partie supérieure de la cuve	864
29.2.2.9.	Vibrations des groupes motopompes de sauvegarde et soulèvements de rotors.....	864

Chapitre 30

Les réexamens périodiques

30.1.	Introduction	867
30.2.	Historique des réexamens de sûreté en France pour les réacteurs électronucléaires	869
30.2.1.	Réacteurs autres que les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire.....	869

30.2.2.	Réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français (900 MWe, 1 300 MWe et 1 450 MWe)	872
30.3.	Démarche de réexamen périodique des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français	876
30.3.1.	Règlementation	876
30.3.2.	Contour d'un réexamen périodique des réacteurs à eau sous pression	877
30.4.	Cas du réexamen associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe	882
30.4.1.	Examens de conformité des tranches (ECOT) – Programme d'investigations complémentaires (PIC) – Maîtrise du vieillissement	885
30.4.1.1.	Examens de conformité des tranches (ECOT)	885
30.4.1.2.	Programme d'investigations complémentaires (PIC)	886
30.4.1.3.	Maîtrise du vieillissement	886
30.4.2.	Études de conformité relatives à la conception et au dimensionnement de systèmes et des structures de génie civil	887
30.4.3.	Études de réévaluation de la conception et du dimensionnement de systèmes	888
30.4.4.	Réévaluation de la tenue des réacteurs aux agressions d'origines interne et externe	890
30.4.5.	Études d'accidents	893
30.4.6.	Prise en compte des enseignements du réexamen associé aux VD3 900 pour les réexamens suivants	898
30.5.	Les VD4 900 – Lien avec l'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs électronucléaires français	899
30.5.1.	Éléments de contexte	899
30.5.2.	Objectifs, dossier d'orientation du réexamen	900
30.5.3.	Quelques points notables à l'issue des instructions menées par les organismes de sûreté	903
30.6.	Aperçu sur les pratiques à l'international – Guides de l'AIEA	907
30.6.1.	Pratiques à l'international	907
30.6.2.	Guides de l'AIEA	909
30.7.	Échanges multilatéraux	910

Chapitre 31

Optimisation de la radioprotection et limitation des doses reçues par les travailleurs lors des interventions dans une centrale électronucléaire

31.1.	Les sources de rayonnements ionisants dans un réacteur électronucléaire	915
31.2.	Exemples d'optimisation de la radioprotection des travailleurs	915
31.3.	Dispositions prises pour les opérations dites de « grand carénage »	918
31.4.	Démarche et objectifs adoptés pour le réacteur EPR.....	921

*

* * *

Partie 4

Les accidents des centrales nucléaires de Three Mile Island, Tchernobyl et Fukushima Daiichi, leurs enseignements, la gestion de situations d'urgence

Chapitre 32

L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island

32.1.	Déroulement de l'accident – Reconstitution par le calcul.....	926
32.2.	Les conséquences de l'accident.....	934
32.3.	Analyse des causes de l'accident	936
32.3.1.	Erreur de diagnostic de la position de la vanne de décharge....	936
32.3.2.	Compréhension du comportement du pressuriseur.....	937
32.3.3.	Arrêt de l'injection de sécurité.....	938
32.3.4.	Interface homme-machine	938
32.3.5.	Isolement de l'enceinte de confinement	939
32.3.6.	Confinement dans le bâtiment auxiliaire	939
32.3.7.	L'alimentation de secours des générateurs de vapeur	939
32.4.	Les enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island.....	940
32.4.1.	La place de l'homme dans la conduite des installations.....	941
32.4.2.	L'importance des événements précurseurs.....	944
32.4.3.	L'étude des situations complexes et de fusion du cœur, le traitement des situations d'urgence.....	944
32.5.	Conclusions.....	946

*Chapitre 33***La conduite incidentelle et accidentelle:
de l'approche événementielle à l'approche par états**

33.1.	Les limites de l'approche événementielle.....	947
33.2.	Le concept de l'approche par états.....	948
33.3.	Première application de l'approche par états.....	950
33.4.	Généralisation de l'approche par états.....	953
33.5.	L'approche par états « stabilisée ».....	954
33.6.	L'approche par états pour le réacteur EPR.....	956

*Chapitre 34***L'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl**

34.1.	La centrale nucléaire de Tchernobyl et la filière RBMK.....	959
34.2.	Le déroulement de l'accident.....	963
34.3.	Analyse des causes de l'accident et modifications rapidement mises en place pour les RBMK.....	969
34.4.	Devenir des autres tranches du site.....	970
34.5.	Rejets et protection des populations.....	971
	34.5.1. Cinétique des rejets.....	971
	34.5.2. Protection des populations.....	974
34.6.	Conséquences sanitaires et environnementales.....	978
	34.6.1. Effets directs des rayonnements.....	978
	34.6.2. Les cancers de la thyroïde chez l'enfant.....	979
	34.6.3. Contamination à long terme du bassin du Dniepr.....	981
34.7.	Les retombées radioactives en France et leurs conséquences.....	983
	34.7.1. Doses dues au panache.....	983
	34.7.2. Doses externes dues aux dépôts au sol.....	984
	34.7.3. Doses dues à l'ingestion de produits contaminés.....	985
	34.7.4. Bilan global.....	986
	34.7.5. Les cancers de la thyroïde.....	986
	34.7.5.1. Suivi des cancers de la thyroïde en France.....	987
	34.7.5.2. Évaluation du nombre de cancers induits en France par l'accident de Tchernobyl.....	988

34.8.	Les enseignements généraux tirés à l'international et pour la filière des RBMK	989
34.9.	Les enseignements tirés en France.....	990
34.10.	Information du public et communication.....	994
34.11.	Après l'accident de Tchernobyl	996

Chapitre 35

Possibilités et maîtrise d'insertions de réactivité dans les réacteurs à eau sous pression

35.1.	La recherche et l'étude de séquences d'événements.....	999
35.1.1.	Les accidents de refroidissement.....	1000
35.1.2.	Les incidents et accidents liés aux grappes de contrôle	1002
35.1.3.	Les accidents de dilution de bore.....	1006
35.1.4.	Introduction dans le cœur d'un « bouchon » d'eau froide	1013
35.2.	Des critères en évolution.....	1015
35.3.	Le cas des états d'arrêt	1017
35.4.	Règlementation	1021

Chapitre 36

L'accident des réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et les enseignements tirés en France

36.1.	Les réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi	1025
36.1.1.	Fonctionnement général d'un réacteur à eau bouillante	1026
36.1.2.	L'enceinte de confinement.....	1027
36.1.3.	Les systèmes de refroidissement de secours.....	1028
36.2.	Déroulement de l'accident.....	1029
36.3.	Les rejets.....	1036
36.3.1.	Les rejets radioactifs dans l'air, les dépôts rémanents de césium et la contamination des denrées alimentaires.....	1036
36.3.1.1.	Rejets radioactifs.....	1036
36.3.1.2.	Dépôts rémanents de césium	1036
36.3.1.3.	Contamination des denrées alimentaires	1037
36.3.2.	Les rejets radioactifs dans l'océan Pacifique.....	1039

36.3.3.	Dispersion atmosphérique du panache radioactif à grande distance.....	1040
36.4.	Actions de maîtrise des installations et des rejets d'eau contaminée	1041
36.5.	Les conséquences socio-économiques et sanitaires en quelques chiffres ...	1045
36.5.1.	Conséquences socio-économiques	1045
36.5.2.	Conséquences sanitaires	1046
36.6.	Les enseignements tirés de l'accident.....	1049
36.6.1.	Les réévaluations de sûreté menées en Europe et en France à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi	1051
36.6.2.	Les évaluations complémentaires de sûreté menées en France.....	1052
36.6.3.	Déroulement des évaluations complémentaires de sûreté menées en France.....	1053
36.6.4.	Conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées en France.....	1054
36.6.5.	Le « noyau dur ».....	1056
36.6.5.1.	Objectif	1056
36.6.5.2.	Principes.....	1056
36.6.5.3.	Illustrations	1058
36.6.6.	La Force d'action rapide nucléaire (FARN).....	1061
36.6.7.	Déploiement des dispositions post-Fukushima dans les centrales nucléaires françaises	1062
36.7.	Autres enseignements tirés en France de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi	1064

Chapitre 37

Enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi : travaux de l'AIEA et de l'association WENRA, actions prises dans d'autres pays que la France

37.1.	Travaux de l'AIEA	1066
37.2.	Travaux de l'association WENRA.....	1068
37.3.	Japon	1069
37.4.	Belgique.....	1070
37.4.1.	Les centrales nucléaires en Belgique	1070

37.4.2.	Éléments généraux concernant la conception des centrales électronucléaires belges	1071
37.4.3.	Tests de résistance et principaux enseignements.....	1071
37.4.3.1.	Amélioration de la protection des installations contre les agressions externes.....	1072
37.4.3.2.	Amélioration de la protection des installations contre les pertes d'alimentations électriques ou de sources froides.....	1075
37.4.3.3.	Amélioration des plans d'urgence internes	1076
37.4.3.4.	Amélioration de la gestion des accidents de fusion du cœur.....	1077
37.5.	États-Unis	1077

Chapitre 38

Préparation et réponse à une situation d'urgence

38.1.	Définition d'une situation d'urgence radiologique et objectifs de « réponse »	1087
38.2.	Organisation générale de la gestion d'une situation d'urgence radiologique.....	1088
38.2.1.	Organisation et entités concernées.....	1088
38.2.2.	Le plan national de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur et les plans d'urgence	1091
38.2.2.1.	Le plan national de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur	1091
38.2.2.2.	Les plans d'urgence	1092
38.2.2.3.	Les dispositions de protection des personnes du public en cas de rejet accidentel de radioactivité.....	1094
38.3.	Organisation de l'exploitant.....	1095
38.4.	Les autorités préfectorales, les maires.....	1097
38.5.	L'Autorité de sûreté nucléaire.....	1098
38.6.	L'IRSN.....	1099
38.7.	La démarche d'expertise en cas d'accident affectant un réacteur du parc électronucléaire	1104
38.7.1.	Méthode « 3D/3P »	1105

38.7.2.	Démarche du « pronostic aggravé »	1107
38.7.3.	Extension de la méthode « 3D/3P » aux accidents graves (méthode « D/P AG »)	1107
38.8.	La préparation à la gestion de situations d'urgence.....	1108
38.8.1.	Les exercices de crise.....	1109
38.8.2.	Le retour d'expérience	1112

*

* * *

Partie 5

Études, recherches et développements pour la sûreté des réacteurs à eau sous pression, logiciels de simulation

Chapitre 39

Études, recherches et développements pour la sûreté des réacteurs à eau sous pression

39.1.	Apport des études pour l'amélioration de la sûreté des réacteurs à eau sous pression	1116
39.2.	Objectifs et panorama des travaux de recherche et développement, cadres dédiés et organismes impliqués, installations de recherche françaises.....	1118
39.2.1.	Objectifs et panorama des travaux de recherche et développement	1118
39.2.2.	Cadres dédiés et organismes impliqués	1131
39.2.3.	Installations françaises utilisées pour des travaux de recherche et développement	1133

Chapitre 40

Quelques-uns des logiciels de simulation développés et utilisés pour l'analyse de sûreté des réacteurs à eau sous pression

40.1.	Logiciels de simulation en matière de neutronique	1146
40.2.	Logiciels de simulation en matière de thermohydraulique (et mécanique).....	1149
40.3.	Logiciels de simulation en matière de thermomécanique.....	1156

40.4.	Logiciels de simulation de situations avec fusion du cœur.....	1156
40.5.	Logiciels de simulation en matière de mécanique.....	1159
40.6.	Logiciels de simulation d'incendies.....	1160

*

* *

Liste des sigles	1163
Acronymes des institutions, instances et groupes	1163
Acronymes techniques	1173
Glossaire technique	1197