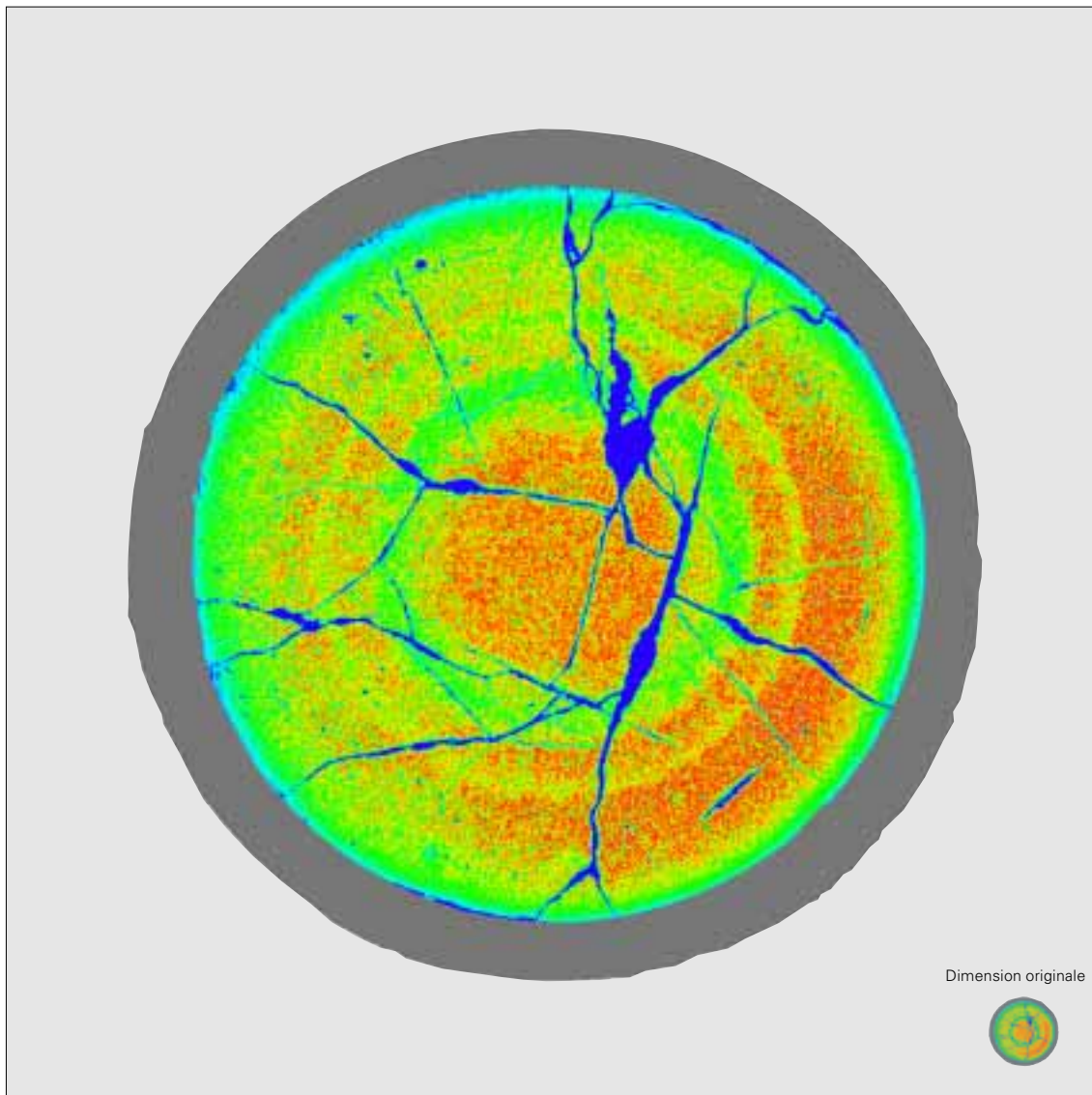


Rapport annuel 1997

sur la sécurité nucléaire et la radioprotection dans les installations nucléaires en Suisse



Mai 1998

HSK-AN-3360
KSA-AN-1997

Légende de l'image de couverture du rapport annuel de la DSN pour 1997

Cette coupe métallographique d'un barreau combustible irradié a été préparée au Laboratoire chaud de l'Institut Paul-Scherrer (PSI) à Würenlingen. Les teintes naturelles, qui sont toutes dans les gris et donc peu visibles, ont été remplacées à l'aide d'un ordinateur par des couleurs voyantes caractéristiques de chaque zone. Le tube de gainage (en gris sur la figure), qui a une épaisseur de paroi de sept dixièmes de millimètres, entoure le combustible nucléaire apparaissant en couleurs vives.

Ce barreau a fonctionné dans un réacteur à eau pressurisée, à titre de test, jusqu'à un taux de combustion de 65 MWd/kg d'uranium. Il s'agit de l'un des nombreux barreaux combustibles faisant l'objet d'investigations au PSI.

Ces investigations ont pour objet d'observer en détail l'état du combustible nucléaire et de sa gaine après diverses durées de fonctionnement dans le réacteur. Les anneaux concentriques dans le combustible nettement visibles sur l'image en couleurs résultent de la diffusion des produits de fission et de la formation de pores dues aux différences de température au sein du barreau. Les diverses couleurs représentent diverses concentrations de ces produits de fission. Les fissures qui se forment dans le combustible à la suite du très long fonctionnement dans le réacteur apparaissent en bleu foncé/violet.

Tables des matières

Avant-propos	5
Vue d'ensemble et résumé	7
Organigramme	10
1. Centrale nucléaire de Beznau	11
3.1 Exploitation: compte rendu et résultats	11
3.2 Sécurité de l'installation	12
3.3 Protection contre les radiations	15
3.4 Personnel et organisation	17
3.5 État de préparation aux situations d'urgence	17
3.6 Déchets radioactifs	18
3.7 Satisfaction des conditions et obligations imposées à KKB II	18
3.8 Impression générale dans l'optique de la DSN	19
2. Centrale nucléaire de Mühleberg	21
2.1 Exploitation: compte rendu et résultats	21
2.2 Sécurité de l'installation	21
2.3 Protection contre les radiations	24
2.4 Personnel et organisation	26
2.5 État de préparation aux situations d'urgence	27
2.6 Déchets radioactifs	27
2.7 Satisfaction des conditions et obligations imposées à KKM	28
2.8 Impression générale dans l'optique de la DSN	28
3. Centrale nucléaire de Gösgen	29
3.1 Exploitation: compte rendu et résultats	29
3.2 Sécurité de l'installation	29
3.3 Protection contre les radiations	32
3.4 Personnel et organisation	33
3.5 État de préparation aux situations d'urgence	34
3.6 Déchets radioactifs	34
3.7 Impression générale dans l'optique de la DSN	35
4. Centrale nucléaire de Leibstadt	37
4.1 Exploitation: compte rendu et résultats	37
4.2 Sécurité de l'installation	37
4.3 Protection contre les radiations	41
4.4 Personnel et organisation	42
4.5 État de préparation aux situations d'urgence	43
4.6 Déchets radioactifs	44
4.7 Impression générale dans l'optique de la DSN	44
5. Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen	45
5.1 Surveillance de la construction	45
5.2 Préparatifs en vue de l'octroi de l'autorisation d'exploiter	45
5.3 Déchets radioactifs provenant du retraitement	46
5.4 Acquisition de conteneurs de transport et de stockage	46
6. Institut Paul-Scherrer (PSI)	47
6.1 L'Institut Paul-Scherrer (PSI), à Villigen et Würenlingen	47
6.2 Réacteurs de recherche	48
6.3 Accélérateurs, guidage du faisceau protonique et aires expérimentales	49
6.4 Laboratoire chaud (Hotlabor)	50

6.5 Traitement des déchets radioactifs	51
6.6 Stockage des déchets radioactifs	52
6.7 État de préparation aux situations d'urgence	53
6.8 Événements particuliers	53
6.9 Protection contre les radiations	53
6.10 Personnel et organisation	54
6.11 Impression générale dans l'optique de la DSN	54
7. Autres installations nucléaires	55
7.1 École polytechnique fédérale de Lausanne (EPFL)	55
7.2 Université de Bâle	55
7.3 Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL)	55
8. Stockage final des déchets radioactifs	57
8.1 Dépôt final du Wellenberg pour déchets faiblement et moyennement radioactifs	57
8.2 Déchets de haute activité: mesures préparatoires à l'établissement d'un dépôt final	58
8.3 Principes de la technologie des matériaux applicables au stockage final	59
9. Transport de matières radioactives	61
9.1 Agréments et approbations selon la législation sur les transports	61
9.2 Autorisations selon la législation sur la radioprotection	61
9.3 Audits et inspections	61
9.4 Formation et information	62
10. État de préparation aux situations d'urgence	63
10.1 Organisation d'urgence de la DSN	63
10.2 Préparation aux situations d'urgence	63
10.3 Formation et entraînement dans le domaine de la préparation aux situations d'urgence	63
10.4 MADUK et ANPA	64
10.5 Principes applicables aux calculs de dispersion	65
11. Thèmes choisis de sécurité nucléaire et de radioprotection.....	67
11.1 Directives	67
11.2 Événements dans des installations nucléaires étrangères significatifs pour les installations nucléaires suisses	67
11.3 Qualification de systèmes d'examen applicables aux examens de l'inspection en service	70
11.4 Défectuosités des tubes de gainage de barreaux combustibles ...	71
11.5 Effets des doses faibles de rayonnement	72
11.6 La culture de sécurité et le facteur humain	73
11.7 évaluation d'événements dans des centrales nucléaires	74
11.8 Soupapes de retenue équipées d'amortisseurs de coups de bélier dans le système d'approvisionnement en eau alimentaire à KKL	76
12. Recherche en matière de sécurité nucléaire	77
13. Écoles du PSI	87
14. Affaires internationales	89
Appendice A	93
Appendice B	123
Publications du personnel de la DSN	132
Liste d'abréviations et leurs significations	135

Avant-propos

Chère lectrice
Cher lecteur



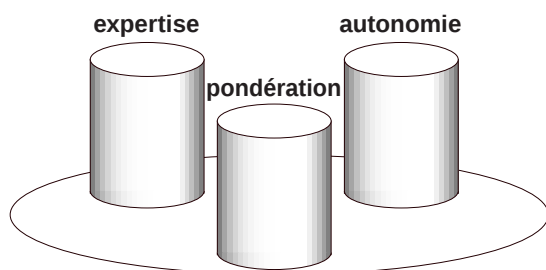
Vous pouvez bien sûr considérer notre présent Rapport annuel 1997 comme un simple rapport d'activité de l'une des autorités de ce pays. En l'étudiant d'un peu plus près, cependant, vous constaterez que notre rapport est

plus que cela. Sa partie centrale constitue une présentation résumée des résultats les plus importants de notre évaluation des installations nucléaires suisses du point de vue de la sécurité nucléaire et de la radioprotection, évaluation qui constitue une partie essentielle de notre activité de haute surveillance.

D'autres parties de notre rapport concernent les analyses de sécurité relatives au stockage final des déchets radioactifs, le transport des matières radioactives, la préparation aux situations d'urgence, ainsi que la recherche en matière de sécurité.

La production principale d'une autorité de sécurité nucléaire est constituée essentiellement d'évaluations du point de vue de la sécurité nucléaire et de la radioprotection, ainsi que des mesures à prendre qui en découlent pour les exploitants d'installations nucléaires.

Ces évaluations s'appuient sur trois piliers:



Je suis fier du niveau élevé et du spectre étendu de l'**expertise** et des compétences professionnelles de mes collaborateurs. Leur formation continue et leur participation active aux

conférences de spécialistes et aux groupes internationaux de travail dans les diverses disciplines contribuent non seulement à maintenir cette expertise, mais surtout à la développer. La DSN dispose ainsi en permanence de l'état actuel de la science et de la technique.

La **pondération** dans l'éventail de nos tâches découle, d'une part, de l'expérience acquise depuis plus d'un quart de siècle d'activités consacrées à la haute surveillance des installations nucléaires et, d'autre part et surtout, à l'évaluation permanente des aspects de sécurité nucléaire relatifs à l'exploitation et aux équipements de ces installations, ainsi qu'au danger potentiel qui leur est associé. Une analyse soignée des priorités contribue à identifier en temps opportun les thèmes et les problèmes importants afin d'en assurer un traitement approprié tant du point de vue de l'ampleur que du degré de détail.

L'**autonomie** dans le domaine des disciplines spécialisées et le jugement indépendant de la DSN ont toujours été respectés de facto. Néanmoins, dans le cadre de la réforme de l'administration fédérale entreprise par le gouvernement, il est envisagé d'établir de jure la complète autonomie de la DSN.

Il est de notre devoir, et c'est aussi notre ambition pour l'avenir, non seulement de comprendre les besoins de la population en ce qui concerne la sécurité, mais encore de tenir constamment prêts les instruments nécessaires pour que la DSN puisse agir en tant que son avocat compétent et indépendant pour représenter ses besoins et ses attentes.

S. Prêtre, Directeur de la DSN

Vue d'ensemble et résumé

La Division principale de la sécurité des installations nucléaires (DSN) assure la haute surveillance des installations nucléaires suisses. Elle évalue la sécurité¹ nucléaire de ces dernières et la radioprotection qui y est pratiquée. Par le moyen des inspections et sur la base des notifications et autres rapports remis par les exploitants, la DSN établit pour ses besoins une image complète de l'état de la sécurité de chaque installation, du respect des prescriptions et de la satisfaction des exigences, ainsi que de la conduite de l'exploitation.

La DSN établit des directives qui ont pour les exploitants un caractère indicatif et incitatif. Elle collabore aussi avec d'autres services fédéraux à la préparation ou à la révision de la législation relative aux thèmes de l'énergie nucléaire, de la sécurité nucléaire et de la radioprotection.

Pour chacune des requêtes que les exploitants d'installations nucléaires introduisent, la DSN établit un avis d'expertise à l'adresse du Conseil fédéral; un exemple récent en est donné avec l'avis d'expertise relatif à l'Entrepôt central pour déchets radioactifs de la ZWILAG à Würenlingen. Lors de ses activités d'expertise et pour établir son évaluation de la sécurité nucléaire, la DSN s'appuie sur la législation nationale et sur l'état actuel de la science et de la technique tel qu'il est reconnu et assuré dans les milieux internationaux. La formation initiale et continue des collaboratrices et des collaborateurs aussi bien de la DSN que des centrales nucléaires est un facteur important en vue d'assurer la qualité exigée pour les travaux à faire.

¹ Note du traducteur: Remarque au sujet des termes sécurité et sûreté: le terme «sécurité» tel qu'il est utilisé en Suisse correspond au terme «sûreté» utilisé en France, dans d'autres pays francophones et dans les organisations internationales (équivalent en anglais «safety» et en allemand «Sicherheit»); inversement «sûreté» en Suisse, équivalent de l'anglais «security» et de l'allemand «Sicherung», correspond plus ou moins à «sécurité» en France et dans les organisations internationales. Ces divergences se sont introduites au tout début de l'utilisation de l'énergie nucléaire et il est impossible de les éliminer sans modifier de très nombreux textes, notamment la totalité des textes législatifs dans le domaine nucléaire.

² Note du traducteur: le terme «dérangement», correspondant au terme allemand «Störfall», est un terme générique couvrant tous les événements de la plage allant des «perturbations de fonctionnement» aux «accidents graves» en passant par les «incidents» et les «accidents».

La DSN établit sa propre organisation d'urgence et la maintient constamment prête à l'engagement en cas de dérangement² de nature nucléaire ou radiologique dans les installations nucléaires suisses. Elle est ainsi une partie constitutive d'une organisation d'urgence établie au niveau du pays tout entier.

La DSN donne un grand poids à l'information du public et, ce faisant, elle s'applique à donner une information transparente et claire, correcte et véridique, complète et objective.

Haute surveillance

La haute surveillance des quatre centrales nucléaires (KKB, avec ses deux tranches KKB I et KKB II, KKM, KKG et KKL), de l'Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen (ZZL) et des installations nucléaires de l'Institut Paul-Scherrer (PSI) constitue la tâche principale de la DSN. Toutes les sections spécialisées de la DSN contribuent à cette surveillance. Les conclusions principales tirées des activités de surveillance sont présentées dans les chapitres 1 à 4 (centrales nucléaires), 5 (ZZL) and 6 (PSI) du présent rapport annuel. Dans le cadre de son activité de surveillance, la DSN vérifie non seulement la documentation d'exploitation, les résultats de mesures, les calculs, les spécifications, les équipements, etc., mais encore les aspects touchant à l'organisation et aux facteurs humains. Par le fait que les aspects techniques de la sécurité ont, au cours des décennies passées, atteint un niveau élevé, les aspects humains (réflexion, action et comportement) durant l'exploitation, souvent dénommés les «facteurs humains», prennent une importance accrue et constituent une part croissante dans les activités de surveillance de la DSN. Par exemple, en plus de la formation et de l'entraînement en simulateur du personnel de quart, on a aussi organisé l'entraînement des cadres des centrales pour améliorer leurs aptitudes à gérer les situations de crise. Ces aspects font l'objet des sous-chapitres 1.4 à 4.4 («Personnel et organisation») et 11.6 («Culture de sécurité et facteurs humains»).

Par ailleurs, les centrales nucléaires elles-mêmes prennent de l'âge. À leur sujet se pose la question de savoir à ce stade comment se comportent les structures et les composants importants pour la sécurité. Dès 1991, la DSN

a exigé de chacun des exploitants de centrales nucléaires qu'il établisse un programme de surveillance du vieillissement de sa centrale. L'examen de l'ensemble de ces programmes de surveillance du vieillissement constitue un domaine particulièrement important de la haute surveillance exercée par la DSN. Ces programmes ont pour objet le vieillissement des structures et des composants considéré dans le cadre de la conception générale de la maintenance. Les investigations conduites jusqu'à présent au titre de ce programme n'ont mis en évidence aucune lacune dans les programmes de maintenance et d'examens.

À la fin des chapitres 1 à 4 et 6, la DSN exprime son impression d'ensemble pour chacune des installations nucléaires. La DSN conclut en général que, dans la perspective tant de la sécurité nucléaire que de la radioprotection, l'état de toutes les installations nucléaires suisses est qualifié de bon, de même que la conduite de leur exploitation.

Durant l'année sous revue, la DSN a, entre autres, accordé les permis d'exécution autorisant le redémarrage des tranches nucléaires après les révisions périodiques, ainsi que certaines phases de la construction de l'Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen (ZZL). Elle a en outre approuvé par la même procédure des modifications aux installations et des spécifications pour le conditionnement des déchets radioactifs.

Avis d'expertise

Lorsqu'ils prévoient la réalisation de projets tels que, par exemple, l'augmentation de puissance du réacteur d'une centrale nucléaire ou la construction d'un entrepôt de déchets radioactifs, les exploitants d'installations nucléaires doivent introduire des requêtes accompagnées de rapports de sécurité. La DSN examine alors ces projets et établit à leur sujet des avis d'expertise. Ce faisant, elle évalue les aspects de sécurité nucléaire et de radioprotection et – le cas échéant, si cela est nécessaire – elle impose des exigences ou propose des conditions et obligations. Ces avis d'expertise sont établis à l'intention du Conseil fédéral qui les utilise comme base de décision en vue de l'octroi des autorisations conformément à la loi fédérale sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique. Durant l'année sous revue, la DSN n'a pas eu à remettre de telles expertises au Conseil fédéral; elle a, par contre, rédigé un simple avis pour donner son opinion au sujet du projet «Amplificateur d'énergie Rubbia».

Critères d'évaluation et législation

Les directives et les recommandations de la DSN établissent les critères selon lesquels les activités et les projets et intentions des exploitants d'installations nucléaires sont mesurés. Elles décrivent aussi les aspects dont doivent tenir compte les exploitants et ce que l'on attend d'eux, par exemple en ce qui concerne le devoir de notification. Si les progrès dans l'état de la science et de la technique l'exigent, la DSN développe de nouvelles directives et les met en vigueur, ou elle révisé ou actualise celles qui existent déjà. Durant l'année sous revue, la DSN a mis en vigueur deux nouvelles directives, HSK-R-41 et HSK-R-45 (voir chapitre 11.1 et Appendice B1).

Par sa collaboration avec d'autres instances de la Confédération, la DSN contribue à l'élaboration de la législation (lois, ordonnances, etc.) dans les domaines de la technologie nucléaire, de l'énergie nucléaire, de la sécurité nucléaire ainsi que de la radioprotection. Un certain nombre de spécialistes de la DSN participent aux travaux préliminaires en vue de la révision totale de la loi fédérale sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique.

État de la science et de la technique

L'état de la science et de la technique est façonné par les pratiques, écrites et non écrites, qui se sont développées et établies au cours du temps, ainsi que par l'expérience acquise, notamment à la suite d'événements particuliers, et par les progrès de la recherche. Lors de ses évaluations de la sécurité des installations et de l'établissement de ses avis d'expertise, la DSN tient compte des connaissances actuelles et confirmées dans les divers domaines de la science et de la technique. Les études probabilistes de sécurité que l'on a entreprises et que l'on continue de conduire aux fins d'évaluer la sécurité des centrales nucléaires constituent également un appui important. Le chapitre 12 décrit succinctement les divers projets de recherche en matière de sécurité que la DSN a suggérés et qu'elle encourage et soutient financièrement.

État de préparation aux situations d'urgence

L'ordonnance fédérale relative à l'organisation d'intervention en cas d'augmentation de la radioactivité (OROIR) règle les compétences, l'organisation et l'engagement des organes de la Confédération dans le cas d'une telle augmen-

tation. La DSN maintient sa propre organisation d'urgence (voir chapitre 10) et apporte son appui à l'organisation nationale d'urgence (OIR). Suite à un accident grave dans une centrale nucléaire, la DSN oriente et conseille avant tout la Centrale nationale d'alarme (CENAL), à Zurich. Elle s'appuie, dans ce but, sur ses propres diagnostics et analyses en ce qui concerne l'état de l'installation, ainsi que sur les résultats obtenus au moyen de son propre réseau de mesure MADUK.

Dans le cadre de la préparation aux situations d'urgence, la DSN continue d'établir, d'ajuster et de réviser un certain nombre de moyens auxiliaires destinés à faciliter les décisions et les met à disposition. Elle a en outre, durant l'année sous revue, organisé un cours de perfectionnement et d'entraînement au travail d'état-major en situation de crise pour son propre personnel.

Les sous-chapitres 1.5 à 4.5 (concernant les centrales nucléaires) et 6.7 (concernant le PSI) commentent l'état de préparation aux situations de crise et les exercices d'urgence. Depuis le 1^{er} janvier 1998, la directive HSK-R-45 de la DSN établit les nouvelles modalités de préparation et d'exécution de tels exercices. L'expérience acquise au cours des divers exercices fait chaque fois l'objet d'une analyse critique dont les conclusions indiquent les leçons à tirer.

Travaux préparatoires au stockage final

On a dû provisoirement arrêter les travaux relatifs au projet de dépôt final pour déchets faiblement et moyennement radioactifs au Wellenberg dans le canton de Nidwald (voir sous-chapitre 8.1). La Confédération a institué un groupe de travail, dont la DSN fait partie, pour discuter des questions fondamentales soulevées par ce projet en vue d'arriver à établir des éléments de décision en ce qui concerne la suite à lui donner. Quant au stockage final des déchets de haute activité et ceux de moyenne activité et de longue durée de vie, il faut encore apporter la preuve finale que ce stockage est possible dans des conditions acceptables (voir sous-chapitre 8.2). La DSN est en outre chargée de la surveillance et de l'accompagnement scientifique des travaux d'exploration géologique des argiles à opalinus et du socle cristallin que la CEDRA poursuit dans le Nord de la Suisse. La DSN suit enfin les travaux de recherche dans les laboratoires souterrains du Grimsel et du Mont-Terri.

Formation

Il convient de donner une valeur élevée à la formation initiale et continue des personnels tant des installations nucléaires que de la DSN car elle a pour but d'assurer une exploitation correcte et sûre de ces installations. La formation des spécialistes des installations tels que les opérateurs, les chefs de quart, etc. est soumise à la surveillance de la DSN. En 1997, environ 250 spécialistes provenant des centrales nucléaires ont complété et mis à jour leurs connaissances en suivant des cours à l'École d'opérateurs de réacteurs et à l'École de radioprotection du PSI (voir chapitre 13). Des spécialistes de la DSN prennent part aux examens organisés dans ces deux écoles en tant qu'examineurs et experts.

Information

La DSN applique une politique ouverte de l'information destinée à promouvoir la transparence et une appréciation objective. Elle informe au sujet de ses propres travaux, des aspects importants de la sécurité nucléaire et de la radioprotection dans les installations nucléaires aussi bien durant l'exploitation normale qu'en cas d'événements particuliers. Les informations qu'elle donne (sous forme de bulletins de presse, de rapports, etc.) contiennent un volume considérable de connaissance et de savoir des membres de son personnel dans des domaines spécialisés – ce qui est aussi le cas avec le présent rapport annuel. La DSN s'efforce de décrire le plus clairement possible même des faits compliqués pour les communiquer de manière compréhensible. Durant l'année sous revue, la DSN a publié onze bulletins de presse.

Division principale de la sécurité des installations nucléaires

Director: S. Prêtre, Dr.

1 suppléant: W. Jeschki

2 suppléant: U. Schmocker, Dr.

Section Etat-major

Chef: G. Schwarz, Dr.
Secr. de direction: A.R. Schneider
Informatique: Chef: P. Schmid
Information & bibliothèque: Chef: A. Treier

**Service Affaires
internationales et
recherche en matière
de sécurité (SFI)**
Chef: S. Chakraborty

**Conseiller
scientifique**
R. Gilli

**Secrétariat de la
Commission fédérale
de la sécurité des
installations nucléaires**
Chef: B. Hollenstein

Équipe de conduite

Conduite:
S. Prêtre, Dr.
W. Jeschki
U. Schmocker, Dr.
J. Nöggerath, Dr.
G. Schwarz, Dr.

Division Equipements mécaniques et électriques (MELA)

Chef: J. Nöggerath, Dr.
Suppléant: A. Voumard

Division Dimensionnement des réac- teurs et analyses de sécurité (RASA)

Chef: U. Schmocker, Dr.
Suppléant: W. van Doesburg, Dr.

Division Radioprotection et plans d'urgence (SANO)

Chef: W. Jeschki
Suppléant: J. Hammer, Dr.

Secrétariat

Surveillance PSI
J. Hammer, Dr.

Secrétariat

**Section
Coordination de la
surveillance des
centrales
nucléaires**
(KOA)

Chef:
H. G. Lang

**Section
Electrotechnique
et techniques
de contrôle-
commande**
(ELT)

Chef:
A. Voumard

**Section
Mécanique et
génie civil**
(MBT)

Chef:
J. Nöggerath, Dr.

**Section
Technique des
réacteurs et
de sécurité**
(RST)

Chef:
W. van Doesburg, Dr.

**Section
Etudes
probabilistes de
sécurité et gestion
d'accidents**
(PSA)

Chef:
U. Schmocker, Dr.

**Section
Aspects humains,
organisation
et culture de
sécurité**
(MOS)

Chef:
A. Frischknecht, Dr.

**Section
Conséquences
d'accidents et
mesures
d'urgence**
(SUN)

Chef:
M. Baggenstos

**Section
Techniques
des mesures
radiologiques et
radioécologie**
(MER)

Chef:
F. Cartier, Dr.

**Section
Protection
radiologique
sur les places
de travail**
(RAS)

Chef:
M. Furrer, Dr.

**Section
Gestion des
déchets
radioactifs**
(ERA)

Chef:
A. Zurkinden, Dr.

1. Centrale nucléaire de Beznau



Coup d'oeil dans la salle de commande de la tranche II de la centrale nucléaire de Beznau

Source: centrale nucléaire de Beznau

1.1 Exploitation: compte rendu et résultats

La centrale nucléaire de Beznau (KKB), qui appartient aux Forces Motrices du Nord-Est de la Suisse (NOK), possède deux tranches pratiquement identiques (KKB I et KKB II) – chacune étant équipée d'un réacteur à eau pressurisée à deux boucles – mises en service en 1969 et 1971. Grâce à différents travaux de rééquipement qui ont permis d'améliorer le rendement de chacune de ces deux tranches, les puissances électriques nettes atteintes actuellement sont de 365 MW pour la tranche I et de 357 MW pour la tranche II. On trouvera d'autres informations aux tableaux A1 et B4 en appendice. La figure B1 présente schématiquement le fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée.

Les deux tranches KKB I et KKB II ont atteint en 1996 des coefficients de production¹ de 85 % et 98.9 % en termes d'énergie, ainsi qu'une disponibilité² de 88.3 % et de 99.7 % en termes de temps. La part d'énergie non produite est imputable essentiellement à l'arrêt programmé de la tranche I destiné au renouvellement des assemblages combustibles et aux travaux de révision et de maintenance.

¹ Coefficient de production (en %) : énergie effectivement produite, rapportée à la puissance nominale et à une disponibilité de 100 %.

² Disponibilité (en %) : temps pendant lequel l'installation est en fonctionnement en puissance, ou prête à fonctionner en régime de puissance, rapporté au temps total.

En raison de l'allongement des cycles d'exploitation, il n'y a pas eu d'arrêt programmé de maintenance à la tranche II. Celui de la tranche I a duré 43 jours.

Le soutirage de chaleur pour le réseau régional de chauffage à distance de la Vallée inférieure de l'Aar (REFUNA) a représenté en 1997 un total de 128.5 GWh pour les deux tranches.

À la tranche I, une perturbation dans le système d'approvisionnement en eau alimentaire suivie de l'arrêt automatique du réacteur à partir de la pleine puissance s'est trouvée à l'origine du seul arrêt intempestif qui a interrompu l'exploitation de cette tranche. Par ailleurs, une perturbation dans le secteur de la surveillance de la turbine dans l'un des deux groupes turboalternateurs a provoqué un rejet de la charge de celle-ci et une diminution de la puissance du réacteur à 50 % de sa valeur nominale.

Quant à l'exploitation de la tranche II, elle a aussi été interrompue par un arrêt automatique qui s'est produit à partir de la pleine puissance à la suite d'une perturbation dans l'alimentation électrique interne des auxiliaires. Par ailleurs, une perturbation dans le secteur de la génératrice d'excitation de l'un des deux groupes turboalternateurs a provoqué un rejet de la charge de ce groupe et une diminution de la puissance du réacteur à 50 % de sa valeur nominale. On a en outre procédé volontairement à un arrêt du réacteur pendant l'exploitation en puissance afin d'installer un détecteur à large spectre aux fins de tests en relation avec le projet de remplacement de l'instrumentation

neutronique dans la plage du niveau de source et celle du domaine intermédiaire (Projet NIS).

1.2 Sécurité de l'installation

1.2.1 Événements particuliers

L'exploitant a rapporté les événements soumis à notification conformément aux exigences de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications.

À la tranche I, il s'est agi des quatre événements particuliers suivants qui, conformément à cette directive, ont fait l'objet d'une notification et sont enregistrés en classe B. La DSN a classé l'un d'entre eux au niveau 1 et les autres au niveau 0 de l'échelle internationale d'appréciation INES (voir le sous-chapitre 11.7, ainsi que les tableaux A3 et B2).

- À la suite d'une fuite dans le secteur des conduites de dégazage d'une pompe de charge, une quantité minime d'eau du circuit primaire s'est répandue dans le local des pompes. On en a identifié la cause dans des vibrations inadmissibles de l'une de ces conduites qui ont finalement conduit à sa rupture. On a amélioré la fixation de ces conduites afin de prévenir la répétition d'une telle rupture.
- Lors d'une vérification périodique, le personnel exploitant a constaté qu'une vanne manuelle, qui devrait normalement rester ouverte, était fermée. Le fait que l'indicateur de position de la vanne était difficilement lisible explique que cette anomalie n'a pas été immédiatement constatée. À cause de cette erreur de positionnement, l'un des trois trains redondants du refroidissement de secours est resté durant deux semaines dans une configuration telle qu'il n'aurait pas été immédiatement prêt à fonctionner en cas de sollicitation réelle. La durée pendant laquelle l'installation est restée en contradiction avec les conditions d'exploitation prescrites constitue une violation des spécifications techniques. C'est la raison pour laquelle on a classé l'événement au niveau 1 de l'échelle d'appréciation INES.
- Lors du test mensuel d'une pompe de recirculation de l'alimentation de sécurité, celle-ci n'a pas répondu à l'ordre de démarrage. Un fil électrique mal serré sur une borne de connexion dans le circuit de contrôle-commande de la pompe s'est avéré être la cause de cette faute. Afin de prévenir ce genre de défauts à l'avenir, on vérifiera, en plus du contrôle périodique du serrage des vis, si les conducteurs électriques sont effectivement bien serrés.
- Pendant les travaux de maintenance sur un détecteur de niveau de la bêche alimentaire,

une intrusion d'humidité au voisinage de la fiche de connexion s'est trouvée à l'origine d'une mise à la terre, ce qui a provoqué le déclenchement de la pompe alimentaire alors en fonctionnement au moment de la remise en service de la mesure de niveau. Par le fait que cette mise à terre intempestive a, de plus, empêché le démarrage de la pompe de réserve, le niveau d'eau dans le générateur de vapeur s'est abaissé, provoquant l'apparition du signal «Niveau bas dans le générateur de vapeur» et, par suite, l'arrêt automatique du réacteur. On a alors remplacé le câble de connexion entre le coffret des bornes et le détecteur de niveau, ainsi que la fiche de connexion. Par ailleurs, on a établi une prescription de travail meilleure et plus détaillée.

À la tranche II, il s'est agi des trois événements particuliers suivants qui, conformément à la Directive HSK-R-15 de la DSN, ont fait l'objet d'une notification et sont enregistrés en classe B et au niveau 0 de l'échelle d'appréciation INES.

Pour deux de ces événements, qui n'ont pas provoqué d'arrêts automatiques du réacteur, on a trouvé leur origine dans des perturbations sur des composants importants pour la sécurité.

- Il fallait remédier à une fuite d'huile sur l'accouplement à dents entre le moteur et le générateur du groupe diesel de secours du système NANO. La durée admissible de la réparation, fixée dans les spécifications techniques, a été légèrement dépassée avec l'accord de la DSN.
- Vers la fin de l'essai mensuel de fonctionnement d'un groupe diesel de l'alimentation électrique de secours en cas d'inondation, le moteur diesel a subi un dommage mécanique important. Pour des raisons que l'on n'a pas encore complètement identifiées, un piston s'est brusquement grippé durant le fonctionnement à pleine puissance. La bielle, arrachée à la suite de ce grippage, a fortement endommagé le carter. La perte d'huile qui en est résultée a provoqué automatiquement l'arrêt du groupe diesel. Les dommages sont apparus si importants qu'il a fallu remplacer le moteur diesel. On a pu mettre en fonction un groupe de remplacement dans le délai admissible selon les spécifications techniques. La signification de la défaillance de ce groupe diesel du point de vue de la sécurité est minime car l'alimentation électrique de secours est restée assurée par la centrale hydraulique voisine et par le groupe diesel de secours du système NANO.



Mise en place d'un joint d'étanchéité annulaire dans une pompe principale de circulation du caloporteur du réacteur

Source: centrale nucléaire de Beznau

Le troisième événement particulier a, lui, provoqué un arrêt automatique du réacteur.

- Un court-circuit a intempestivement créé un signal de protection erroné qui a eu une influence sur le dispositif principal de la protection du réseau à 220 kV, lequel a, par la suite, déconnecté le transformateur d'alimentation des auxiliaires internes de la barre omnibus du groupe et de l'alternateur. La barre omnibus du groupe s'est alors trouvée sans courant, ce qui a interrompu l'alimentation électrique d'une pompe principale de circulation du caloporteur dans l'une des boucles du circuit primaire et provoqué sa défaillance. Il en est résulté normalement (conformément à la conception) un arrêt automatique du réacteur en raison d'un débit insuffisant dans l'une de ses boucles.

L'examen des sept notifications d'événements particuliers montre que trois des événements se sont produits lors de tests de fonctionnement. Deux d'entre eux ont été dus à des composants défectueux et le troisième a dû être attribué à une erreur humaine. Deux autres événements relevèrent de défaillances en exploitation et nécessitèrent des travaux de réparation pour y remédier. Enfin, les deux événements restants, à l'origine d'arrêts automatiques du réacteur, ont résulté de courts-circuits intempestifs.

1.2.2 Travaux exécutés lors de l'arrêt pour le renouvellement du combustible à la tranche I

On a conduit à la tranche I les travaux habituels prévus tels que le renouvellement des assemblages combustibles, les travaux de maintenance, les inspections et les examens périodiques ainsi que les tests de fonctionnement d'équipements électriques et mécaniques.

Les examens périodiques concernant la cuve du réacteur et le circuit caloporteur principal ont constitué les travaux les plus importants. Pour l'examen des cordons de soudure de la cuve du réacteur, conduit à l'aide de la technique des ultrasons, on a mis en œuvre un système amélioré incluant une méthode actualisée de gestion et d'interprétation des résultats de mesure. On a ainsi pu examiner pour la première fois les deux cordons de soudure de la calotte du fond de la cuve dont l'accessibilité est fortement limitée par les manchons de traversée destinés au passage de l'instrumentation du cœur du réacteur. En plus des examens périodiques programmés habituels et pour donner suite à une exigence de l'autorité de surveillance, on a réexaminé les dispositifs de support de la cuve du réacteur. On a alors comparé les résultats de chacun des examens avec ceux des examens antérieurs: on n'a identifié aucune indication pouvant traduire la présence d'un défaut.

On a étendu le domaine d'examen des conduites du circuit caloporteur principal en procédant, depuis la cuve du réacteur au moyen d'une caméra sous-marine télécommandée, à une inspection visuelle des domaines accessibles de ces conduites et des volutes des pompes principales de circulation du caloporteur. Là encore, on n'a trouvé aucun défaut.

On a examiné pour la première fois à l'aide d'une combinaison de la technique des ultrasons et de celle des courants de Foucault, méthode combinée et qualifiée pour l'identification de la corrosion intercrystalline fissurante sous contrainte, les quelque trente manchons de traversée de la calotte du fond de la cuve.

Quant aux manchons de traversée du couvercle de la cuve, on les a réexaminés et on a comparé les résultats à ceux obtenus en 1993:

on n'a constaté aucun changement. L'amélioration de la technique de mesure permet de montrer aujourd'hui que les deux indications observées en 1993 ne sont que des effets de surface (rayures). Aucune indication interprétable comme signe de corrosion inter cristalline fissurante sous contrainte n'est apparue, ni sur les manchons de traversée, en Inconel, de la calotte du fond de la cuve, ni sur ceux traversant le couvercle de la cuve.

On a réexaminé pour la seconde fois la totalité de la tubulure de chauffe des deux nouveaux générateurs de vapeur, installés en 1993 en remplacement des anciens, aux fins d'une comparaison avec les résultats de l'examen de référence conduit immédiatement après leur installation et avant leur mise en service, ainsi qu'avec ceux d'un premier réexamen l'année suivante: on n'a découvert aucun défaut.

1.2.3 Modifications apportées à l'installation

Les modifications apportées à la tranche I durant l'année sous revue trouvent leur motivation avant tout dans les connaissances acquises par les études et analyses les plus récentes, ainsi que dans les exigences de la DSN exprimées dans son avis d'expertise relatif à la requête des NOK visant à l'octroi d'une autorisation d'exploitation de la tranche II de Beznau non limitée dans le temps. Il vaut la peine de mentionner ici, et pour les deux tranches, les modifications de systèmes et les travaux de rééquipement les plus importants.

- Afin d'éviter que, en cas de fuites d'huile du palier du moteur des pompes principales de circulation du caloporteur, cette huile ne s'enflamme au contact de la paroi chaude de la volute de ces pompes, on a modifié les dispositifs de collecte et de dérivation de cette huile.
- On a placé une enveloppe en acier autour de certaines portions des conduites d'aspersion du pressuriseur dans le secteur où elles voisinent avec les tubulures de l'instrumentation du cœur afin de protéger ces dernières, ainsi que d'autres équipements importants pour la sécurité, contre les effets d'une rupture, supposée, de ces conduites d'aspersion.
- On a modifié le système de sauvegarde, en tant que partie constituante du système de protection du réacteur, de façon à permettre un test aussi complet que possible de ce système pendant le fonctionnement de la tranche.
- Dans le cadre de la préparation du remplacement programmé de l'instrumentation nucléaire destinée à la surveillance du niveau de flux neutronique dans les plages du ni-

veau de source et du domaine intermédiaire (projet NIS), on a installé pendant l'arrêt de révision un canal de mesure supplémentaire à large bande devant permettre d'acquérir une certaine expérience du nouveau système indépendamment de l'instrumentation existante.

1.2.4 Combustible et grappes de commande

A la tranche I de KKB, l'augmentation du niveau de l'activité de l'eau du circuit primaire laissait présager que des barreaux combustibles étaient défectueux. Durant l'arrêt de révision, on a vérifié l'étanchéité des gaines sur tous les assemblages combustibles. On a ainsi identifié trois assemblages combustibles défectueux, appartenant à la même livraison. Comme on ne pouvait pas exclure une faute systématique, l'exploitant a décidé de ne pas réintroduire les neuf autres assemblages de la même livraison dans le cœur. L'identification de la cause de ces défauts est encore en cours.

A la tranche I de KKB, la transition à des cycles d'exploitation allongés a commencé. Durant l'arrêt de révision, 44 assemblages combustibles ont été remplacés par des assemblages neufs. Lors du renouvellement du combustible, le nombre d'assemblages à oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX) a diminué de 32 à 8. Parmi les 121 assemblages constituant le cœur, 112 sont actuellement équipés de dispositifs de retenue des corps étrangers.

Les mesures des temps de chute des grappes de commande ont démontré que la fonction d'arrêt du réacteur était assurée.

Durant l'année sous revue, aucune augmentation de la concentration des produits de fissions dans l'eau du réacteur à la tranche II de KKB n'a pu être constatée; on peut en conclure qu'aucun défaut d'étanchéité ne s'est produit sur les gaines des barreaux combustibles de cette tranche.

La campagne de transfert d'assemblages combustibles épuisés vers l'usine de retraitement exécutée durant l'année sous revue a porté sur 11 transports de 12 assemblages chacun.

1.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS)

Pour remplir les conditions et obligations formulées par la DSN dans son avis d'expertise de 1994 relatif à Beznau II, KKB doit tenir à jour son étude probabiliste de sécurité (sigle français: EPS; sigle allemand et anglais: PSA) pour l'état «fonctionnement en puissance». Cette étude, achevée en 1989, doit donc être remise à jour périodiquement afin de rester fidèle à l'installation en tenant compte des change-

ments dans la configuration des systèmes, de tenir compte du retour d'expérience des deux tranches ainsi que des progrès réalisés dans le domaine de la méthode EPS. Au cours des années récentes, le modèle utilisé pour l'EPS a été adapté pour tenir compte des changements apportés par l'installation des systèmes NANO. En 1997, la nouvelle alimentation de secours des générateurs de vapeur a été ajoutée au modèle. Une EPS pour le fonctionnement en puissance mise à jour et revue devrait être terminée et documentée en 1998.

Conformément à une exigence de la DSN, chaque exploitant doit aussi réaliser une EPS pour les états «arrêt», «mise à l'arrêt» et «démarrage». Durant l'année en revue, l'exploitant de KKB a poursuivi les travaux relatifs à cette étude supplémentaire avec l'aide d'un expert externe, étude qu'elle entend soumettre pour évaluation à la DSN en 1998.

1.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)

Initialement formulé dans l'obligation 3.8 imposée à KKB II en 1996 dans l'autorisation d'exploiter, l'exploitant a mis en vigueur, sous forme d'une tâche permanente, son programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV).

La partie du PSV de KKB concernant divers composants de la classe de sécurité 1 dans le domaine de la mécanique et des machines (pompes principales de circulation du caloporteur dans le réacteur, la totalité des conduites du circuit caloporteur primaire) a fait l'objet d'un examen de la part de la DSN. L'exploitant lui a par ailleurs remis en 1997 la documentation requise par le PSV relative aux générateurs de vapeur de la tranche I.

L'exploitant a établi et remis à la DSN de la documentation concernant le domaine des composants électriques de classe 1E (moteurs, transmetteurs, câbles, etc.), documentation que celle-ci a vérifiée. D'autres composants de classe 1E (moteurs d'actionnement de la robinetterie, vannes magnétiques, etc.) font l'objet d'investigations découlant du PSV et la documentation correspondante est en préparation à KKB.

En ce qui concerne les structures de génie civil, l'exploitant a remis à la DSN pour examen la documentation selon le PSV pour le bâtiment du réacteur et quelques bâtiments auxiliaires. L'étendue des examens y est spécifiée en détail. Durant l'année sous revue, l'exploitant a commencé à documenter les résultats d'inspection de référence conduites antérieurement de façon à répondre au format prévu par le PSV.

Les résultats des investigations conduites jusqu'à présent dans le cadre du PSV n'ont mis

en évidence aucune lacune dans les programmes de maintenance et d'examens périodiques. En ce qui concerne les composants importants pour la sécurité et difficilement remplaçables, on n'a identifié aucun nouveau mécanisme ou effet de vieillissement qui pourrait laisser craindre à moyen terme une altération majeure de leurs caractéristiques tant d'exploitation que de sécurité.

1.3 Protection contre les radiations

1.3.1 Protection du personnel

Lors de l'exploitation et de l'entretien des deux tranches KKB I et KKB II, on a enregistré en 1997 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-dessous (valeurs de 1996 entre parenthèses):

KKB I		
Actions	personne-Sv	
Arrêts programmés	0.54	(0.40)
Marche en puissance	0.07	(0.11)
Doses collectives annuelles	0.61	(0.51)

KKB II		
Actions	personne-Sv	
Arrêts programmés	–	(0.58)
Marche en puissance	0.08	(0.11)
Doses collectives annuelles	0.08	(0.69)

KKB I + II		
Actions	personne-Sv Total	
Arrêts programmés	0.54	(0.98)
Marche en puissance	0.15	(0.22)
Doses collectives annuelles	0.69	(1.20)

L'exploitant a pu mettre en service en 1997 le nouveau vestiaire d'accès aux zones contrôlées de la partie primaire des deux tranches après l'avoir entièrement reconstruit. Son utilisation durant l'arrêt de révision de la tranche I a mis en évidence ses qualités et son efficacité. La réalisation de ce vestiaire tient compte en détail de toutes les exigences formulées au sujet des vestiaires dans la directive HSK-R-07 de la DSN concernant la zone surveillée des installations nucléaires. Il n'y a pas eu d'arrêt de révision à la tranche II durant l'année sous revue. La situation radiologique à la tranche I (considérée avant la mise en place des écrans de plomb amovibles), comparée à celle ayant régné à la fin du cycle précédent, ne s'est pas sensiblement modifiée. Les dommages apparus sur trois assemblages combustibles au

cours du cycle d'exploitation précédent n'ont pas eu d'influence sur la situation radiologique. Ceci s'est confirmé par les valeurs maximales des débits de dose mesurés au-dessus de la fosse noyée du réacteur (0.1 mSv/h) et au-dessus du bassin d'entreposage des assemblages combustibles (0.07 mSv/h).

Comme lors des années précédentes, on a placé comme écran temporaire de blindage devant les nombreuses sources de radiations du plomb sous forme de feuilles et de nattes (environ 70 tonnes). Ces mesures ont ainsi permis d'éviter un apport de l'ordre de 0.5 personne-Sv à la dose collective annuelle totale accumulée. En plus, et c'est une nouveauté depuis cette année, on a mis en place un écran temporaire de blindage autour du couvercle de la cuve du réacteur qui, durant les opérations de démontage, de transfert et de stockage temporaire de ce couvercle ainsi que lors des examens périodiques, diminue l'intensité du champ de radiations. Par ailleurs, l'exploitant a établi – ce qui est maintenant habituel – une planification détaillée des opérations incluant une optimisation des doses; il a aussi continué l'établissement, dans l'optique d'une radioprotection moderne, d'une comptabilité détaillée des doses incluant quotidiennement, pour chacune des opérations à exécuter, le report des doses effectives et leur comparaison avec les doses prévues correspondantes. Parmi les travaux exécutés durant l'arrêt de révision, l'ouverture et la fermeture de la cuve du réacteur, les examens périodiques (en particulier du couvercle de cette cuve et des générateurs de vapeur) et la révision d'une pompe principale de circulation du caloporteur sont ceux à l'origine des contributions les plus importantes à la dose collective annuelle.

La dose collective accumulée durant l'arrêt de révision, qui se monte à 0.54 personne-Sv, est comparable à celle des années précédentes. Mise en relation avec l'ampleur des travaux effectués, la dose collective annuelle pour les deux tranches, qui se limite à 0.69 personne-Sv, traduit la qualité élevée de la radioprotection à KKB.

La dose individuelle la plus élevée due au rayonnement externe a atteint, en 1997, 10.8 mSv, alors que la valeur correspondante pour 1996 était de 13.6 mSv. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10, ainsi qu'aux figures A5 à A10 de l'appendice A. On ne signale aucun cas d'entraînement de contamination radioactive par des personnes ou des objets, ni de cas de contamination de personnes ayant résisté à un lavage normal (douche par exemple). Le moniteur à comptage rapide («Quick Counter»), utilisé aux fins de triage des cas d'incorpora-

tion, se trouve maintenant à son emplacement définitif dans le nouveau vestiaire et est intégré au système de dosimétrie informatisé. Il est systématiquement utilisé pour le contrôle périodique du personnel de la centrale et, en ce qui concerne le personnel externe, pour un double contrôle au début et à la fin de chaque mandat de travail dans l'installation. Ces contrôles n'ont mis en évidence aucun cas d'incorporation qui aurait nécessité une investigation complémentaire.

Aucun événement radiologique qui aurait nécessité une notification et un enregistrement au sens de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications ne s'est produit en 1997, ni à la tranche I, ni à la tranche II.

1.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct

La DSN et la SUeR ont continué durant l'année sous revue leurs mesures trimestrielles de contrôle sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons des eaux de rejet. Les résultats obtenus par les divers laboratoires impliqués concordent bien.

Le tableau A4a de l'appendice A récapitule les quantités de substances radioactives rejetées dans l'environnement. Tous les rejets se situent en dessous des valeurs limites admissibles. Le tableau A4b de l'appendice A indique sous forme graphique les rejets de gaz rares et d'iode avec l'air extrait de la ventilation et ceux de tritium et des autres substances radioactives avec les eaux de rejet pour chacune des cinq dernières années. En raison du fait que les rejets d'aérosols sont toujours restés inférieurs à un pour mille des valeurs limites admissibles, on renonce à les présenter sous forme graphique. En ce qui concerne les eaux de rejet sans tritium, les quantités de substances radioactives rejetées sont restées inchangées au cours des cinq dernières années. Les valeurs des rejets de tritium typiques des réacteurs à eau pressurisée se sont montées comme au cours des années précédentes à un peu moins de 20 % de la valeur limite admissible autorisée.

Le tableau A4a indique également, en regard des valeurs de rejet, les doses annuelles maximales, obtenues par le calcul en admettant les circonstances les plus défavorables, qui en résultent pour les habitants des environs. On a basé tous ces calculs de dose sur les principes énoncés dans la directive HSK-R-41 que la DSN a mise en vigueur en juillet de l'année sous revue.

L'ensemble de ces rejets a été à l'origine, pour les personnes de la population des environs, d'une dose annuelle maximale de l'ordre de 0.001 mSv pour les adultes et de 0.002 mSv pour les enfants en bas âge. La dose d'exposi-

tion annuelle ainsi calculée correspond à environ 1 % de la valeur directrice de dose liée à la source, ici 0.2 mSv pour KKB. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des activités qui, pour les personnes concernées, conduisent à des doses annuelles d'exposition inférieures à la valeur de 0.01 mSv sont, de toute façon, déjà considérées comme justifiées et satisfaisant le devoir d'optimisation. Cela signifie que, dans le cas présent, il n'est pas nécessaire de renforcer encore plus les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs et, par là, la dose qui en résulte pour la population.

La surveillance au moyen des sondes de mesure des débits de dose (du réseau MADUK) au voisinage de la centrale nucléaire de Beznau et les mesures trimestrielles faites le long de la clôture entourant le site n'ont mis en évidence aucune augmentation significative de la dose ambiante au-dessus du niveau du bruit de fond local.

1.4 Personnel et organisation

1.4.1 Personnel et formation professionnelle

En 1997, un ingénieur du service de piquet, deux chefs de quart et un opérateur de réacteur de niveau A ont obtenu leur licence sur la base des examens qu'ils ont réussis. Deux candidats à la fonction d'opérateur de réacteur ont terminé avec succès leur cycle de formation à l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI et ont obtenu le diplôme de technicien ET en technique des centrales nucléaires. Deux ingénieurs ETS ont terminé ce cycle d'étude avec l'obtention du diplôme.

La formation intensive de nouveaux ingénieurs du service de piquet à KKB est une démarche importante dictée par des départs prochains pour raison d'âge; la même remarque s'applique à la formation de nouveaux opérateurs.

Un candidat à la fonction de contrôleur à la radioprotection a terminé sa formation à l'École de radioprotection du PSI et a passé avec succès l'examen final.

L'effectif total du personnel au bénéfice d'une licence est indiqué au tableau A2 de l'appendice A.

Le système d'alarme AWARE et l'ensemble des procédures informatisées pour les situations d'urgence COMPRO, qui seront tous deux disponibles en salle de commande dans le proche avenir, ont constitué en 1997 le menu principal du programme de formation et d'entraînement du personnel de quart porteur de licences professionnelles et des ingénieurs du

service de piquet. Après une formation théorique complétée par des exercices pratiques sur le simulateur compact à KKB même, ce personnel s'est entraîné à la mise en œuvre de ces nouveaux moyens d'information dans le simulateur en exploitation à Pittsburgh aux USA. On a encore mis à contribution le simulateur compact de KKB pour l'entraînement des chefs de quart à la gestion des situations de crise, en portant l'accent sur les problèmes de conduite en situations extraordinaires.

De nombreux collaborateurs des divers départements spécialisés ont également suivi des cours de perfectionnement dans leur domaine afin de maintenir leurs connaissances au niveau de l'état actuel de la technique.

1.4.2 Organisation et conduite de l'exploitation

Durant l'année sous revue, aucune modification n'a été apportée à l'organisation d'exploitation de KKB. L'effectif total du personnel de KKB comptait à la fin de l'année passée en revue 461 personnes (460 en 1996).

Le groupe de travail interne que l'exploitant de KKB avait formé pour évaluer les suggestions et les recommandations faites par la mission OSART de l'AIEA conduite à Beznau en 1995 a poursuivi ses activités. L'AIEA conduira en février 1998 une mission OSART de vérification des suites données par KKB à ce sujet.

1.5 État de préparation aux situations d'urgence

Selon le programme des exercices d'urgence, l'exploitant de KKB aurait dû préparer et jouer durant l'année sous revue un exercice interne d'urgence (destiné à l'entraînement du personnel d'exploitation de la centrale). Cependant, en raison de l'engagement de l'organisation d'urgence de KKB entre le 9 et le 20 mars 1997 durant la démonstration avec blocage du transport d'assemblages combustibles épuisés et occupation de la voie ferrée d'accès, l'exploitant de KKB a introduit une requête visant à faire reconnaître cet engagement comme exercice d'urgence pour 1997.

Bien que cet événement n'ait pas la valeur d'un exercice d'urgence technique, la DSN a décidé de donner une suite positive à la requête de l'exploitant de KKB car elle estime que cet engagement a plus contribué à la formation des personnes et des organisations concernées qu'un exercice d'urgence de type habituel. En effet, par sa durée (onze jours), cet engagement a permis à l'état-major de crise et aux équipes d'intervention d'acquérir des connaissances et une expérience sur les aspects

à long terme qu'un exercice d'urgence n'est pas en mesure d'apporter. Il convient aussi de mentionner comme importantes les constatations faites dans le cadre de la collaboration avec les services publics tels que la police et le service de lutte contre l'incendie. L'exploitant de KKB a évalué les expériences faites et en a tiré les leçons qui s'imposaient.

Pour deux des équipes d'intervention, celle du domaine de la radioprotection et les samaritains, qu'il n'avait pas été nécessaire d'engager lors de l'occupation de la voie ferrée, l'exploitant a organisé un exercice d'urgence dans leur domaine destiné à parfaire leur formation. L'objectif de l'exercice était d'assurer le sauvetage d'une personne blessée et contaminée, de lui porter les premiers secours, de déterminer la dose qu'elle a accumulée et de préparer son transport et son entrée dans un hôpital.

Afin de maintenir l'état de préparation aux situations d'urgence, l'exploitant de KKB a en outre fait jouer un exercice interne d'alarme et il a fait participer les chefs de quart à une instruction pour les former à la conduite de leurs équipes en situations extraordinaires.

1.6 Déchets radioactifs

Pendant l'année sous revue, les quantités de déchets radioactifs bruts produits sont restées du même ordre de grandeur que lors des années précédentes (voir tableau A11). Les boues issues de l'installation AURA (installation de retraitement par précipitation des eaux radioactives à KKB) ont été conditionnées par enrobage dans du ciment. Les résines échangeuses d'ions rassemblées dans des fûts de 100 litres durant l'année 1996 ont été immobilisées dans du polystyrène puis enrobées dans du ciment. Les déchets combustibles ont été incinérés au PSI et les résidus de combustion ont été immobilisés dans du ciment. Les déchets incompressibles et incombustibles ont également été conditionnés au PSI par enrobage dans du ciment. L'exploitant de KKB a repris sur son site les colis de déchets issus de ces opérations de conditionnement.

L'exploitant a entreposé divers déchets bruts de manière appropriée en vue d'un traitement ultérieur dans plusieurs locaux de la zone contrôlée. Il a poursuivi la mise en stockage régulière des déchets conditionnés dans les deux entrepôts prévus à cet effet, à savoir: l'entrepôt des résidus («Rückstandlager») et la halle SAA (halle pour les déchets de faible activité) de ZWIBEZ.

La DSN a octroyé au mois de mars à l'exploitant de KKB un permis d'exécution actualisé pour le type de colis de déchets dit «résidus



Travaux de construction du nouvel entrepôt pour déchets hautement radioactifs (ZWIBEZ) sur le site de la centrale nucléaire de Beznau
Source: centrale nucléaire de Beznau

d'incinération immobilisés dans du ciment» après qu'elle en eut vérifié la spécification, établie conformément à la directive HSK-R-14, ainsi que l'appréciation de la CEDRA relative à l'aptitude au stockage final. Ainsi, l'exploitant de KKB dispose de permis d'exécution conformes à la dernière version de la directive HSK-R-14 pour tous les colis de déchets actuellement produits. Quant à la documentation de colis de déchets issus d'un mode de confection antérieur, il compte la compléter au cours des deux prochaines années.

Les travaux de construction de la halle HAA (déchets de haute activité) de ZWIBEZ ont suivi leur cours normal durant l'année sous revue. L'exploitant de KKB avait obtenu l'autorisation relative à sa construction du Conseil fédéral en mai 1991, puis le permis d'exécution de la DSN autorisant le début des travaux de construction en août 1996. La fin des travaux est prévue pour 1998. Ce dépôt est destiné au stockage d'assemblages combustibles épuisés et de déchets de haute activité provenant du retraitement.

1.7 Satisfaction des conditions et obligations imposées à KKB II

L'autorisation, limitée dans le temps, que le Conseil fédéral avait octroyée en décembre 1994 comportait un certain nombre de conditions et d'obligations imposées à l'exploitant de KKB II. Toutes les conditions et obligations assorties d'un délai sont maintenant satisfaites.

Parmi ces dernières, celles que l'on a déclarées comme satisfaites au cours de 1997 sont les suivantes.

Obligation 3.5

Il faut améliorer le système auxiliaire d'eau alimentant les points de vue de sa fiabilité et de sa capacité de façon à rendre possible, en plus

de l'évacuation de la chaleur résiduelle, et simultanément, une mise à l'arrêt accélérée de l'installation, tout en assurant le respect du critère de la faute unique. Des propositions dans ce sens seront remises à la DSN au plus tard à fin juin 1995.

Développé sur la base de l'approbation du principe donnée par la DSN en décembre 1996, le projet répondant à cette obligation (présenté sous la forme détaillée décrite dans les documents d'exécution) a été soumis à la DSN pour approbation. Celle-ci a octroyé le permis d'exécution durant l'année sous revue. La réalisation, qui devra s'achever en 1999, sera activement suivie par la DSN dans le cadre de ses activités de surveillance. Cette obligation 3.5 est ainsi formellement satisfaite.

Obligation 3.7

Les vestiaires de la zone contrôlée seront adaptés aux principes énoncés dans la directive HSK-R-07 de la DSN. Il faudra en particulier veiller à une séparation effective entre la partie «chaude» et la partie «froide» de ces vestiaires. Toutes les modifications nécessaires seront réalisées au plus tard le 31 décembre 1997.

L'exploitant a mis en service en 1997 le nouveau vestiaire d'accès aux zones de la partie primaire des deux tranches après vérification par la DSN. Ce vestiaire était déjà disponible durant l'arrêt de révision de la tranche I. Cette obligation 3.7 est ainsi formellement satisfaite.

Obligation 3.12

La requérante procédera à une vérification systématique et à une évaluation de la culture de sécurité dans son organisation et en remettra les conclusions aux autorités de sécurité au plus tard le 31 décembre 1997.

L'exploitant de KKB a remis dans le délai imposé la documentation résultant de cette obligation à la DSN et à la CSA. Ces dernières vont procéder à l'évaluation de cette information. Cette obligation 3.12 est ainsi formellement satisfaite.

Commentaire d'ensemble: en ce qui concerne les autres conditions et obligations figurant dans l'autorisation d'exploiter, elles ont, pour une part, une validité permanente et, pour une autre part, elles exigent une mise à jour périodique de la documentation concernant l'installation et de certaines analyses.

1.8 Impression générale dans l'optique de la DSN

Dans la perspective tant de la sécurité nucléaire que de la radioprotection, la DSN quali-

fie de bon l'état de l'installation, de même que la conduite de l'exploitation des deux tranches. Les événements qui se sont produits, y compris celui que l'on a placé au niveau 1 de l'échelle INES, n'ont eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire. L'exploitant a chaque fois apporté les adaptations et les améliorations appropriées.

En ce qui concerne la radioprotection, on constate que la dose collective annuelle accumulée par le personnel (tant de la centrale que des firmes extérieures engagées dans l'installation) est à nouveau restée à une valeur très basse. De même, les rejets de substances radioactives dans l'environnement sont demeurés très en dessous des valeurs limites admissibles fixées dans l'autorisation d'exploiter. En conséquence, les doses d'irradiation de la population restent insignifiantes.

2. Centrale nucléaire de Mühleberg



Vue aérienne de la centrale nucléaire de Mühleberg

Source: BKW FMB Energie SA, Berne

2.1 Exploitation: compte rendu et résultats

La centrale nucléaire de Mühleberg (KKM), exploitée par la Société BKW FMB Énergie SA (anciennement Forces Motrices Bernoises) depuis sa mise en service commercial en 1972, est équipée d'un réacteur à eau bouillante permettant d'atteindre une puissance électrique nette de 355 MWe. Pour plus de précisions, on se référera aux tableaux A1 et B4 en appendice; la figure B2 donne le schéma de fonctionnement d'un réacteur à eau bouillante.

KKM a atteint en 1997 un coefficient de production de 81.8 % en termes d'énergie et une disponibilité de 87.6 % en termes de temps. On a consacré 44 jours au renouvellement des assemblages combustibles et aux travaux de maintenance, ce qui a constitué la cause majeure de l'indisponibilité de l'installation. En ce qui concerne le coefficient de production, sa valeur s'est trouvée influencée dès le mois de mars en raison de l'abaissement graduel de la puissance résultant de l'épuisement de la réserve de réactivité du combustible en fin de cycle, lequel se terminait avec l'arrêt de maintenance et de remplacement du combustible. Ce mode de fonctionnement est une conséquence des considérations économiques sur l'optimisation de l'utilisation du combustible nucléaire.

En 1997, on a soutiré 2.5 GWh d'énergie thermique pour le chauffage des locaux de l'ins-

tallation et du quartier d'habitation de «Steinriesel».

Pendant l'année sous revue, on a noté un arrêt automatique inattendu du réacteur à partir de 70 % de sa puissance nominale, dû à une perturbation dans le système d'approvisionnement en eau alimentaire. Par ailleurs, durant la marche en puissance, on a procédé à trois réductions programmées de la puissance, de courte durée, pour exécuter des inspections en service ou des tests de fonctionnement. De plus, deux réductions de puissance non programmées se sont révélées nécessaires pour remédier à des perturbations dans le secteur de la turbine.

2.2 Sécurité de l'installation

2.2.1 Événements particuliers

L'exploitant a rapporté les événements soumis à notification conformément aux exigences de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications. Il s'est agi des trois événements particuliers suivants que la DSN a enregistrés en classe B selon cette directive et, en raison de leur signification minime du point de vue de la sécurité nucléaire, placés au niveau 0 de l'échelle internationale d'appréciation INES (voir le sous-chapitre 11.7, ainsi que les tableaux A3 et B2).

- Avant de commencer des travaux de réfection prévus sur l'échangeur de chaleur assu-

rant le refroidissement de l'un des trains du système d'évacuation de la chaleur résiduelle hors du confinement, on a omis de procéder au test de fonctionnement du train redondant. Ce test est pourtant exigé par les prescriptions d'exploitation (spécifications techniques) dans les cas où un train n'est pas prêt à fonctionner. Par le fait qu'un autre système indépendant comportant deux trains redondants est disponible pour l'évacuation de la chaleur résiduelle, cet oubli n'a eu qu'une signification restreinte du point de vue de la sécurité. L'enseignement tiré de cet événement a conduit à une amélioration des prescriptions d'exploitation et des procédures relatives aux essais et aux réparations de systèmes.

- Une perturbation dans le contrôle-commande de l'excitation de l'alternateur de l'un des turbogroupes a provoqué (en juillet) le rejet de la charge de ce groupe, suivi d'une réduction automatique de la puissance du réacteur. Une faute dans le contrôle-commande d'une vanne de réglage de l'eau alimentaire a diminué trop lentement le débit de cette dernière, ce qui a conduit à un niveau d'eau trop élevé dans la cuve du réacteur et, par suite, au déclenchement automatique des deux turbines. La réaction ultérieure du réglage s'est alors trouvée à l'origine d'un abaissement du niveau d'eau dans la cuve jusqu'à la valeur commandant l'actionnement de l'arrêt automatique du réacteur. L'investigation conduite au sujet du comportement fautif (trop lent) du dispositif commandant la fermeture de la vanne de réglage a mis en évidence une mobilité insuffisante de ce dispositif électro-hydraulique suite à un encrassement lié à l'huile qui y est utilisée. À l'avenir, une fréquence plus élevée des opérations de maintenance devra prévenir de telles insuffisances.
- Vers la fin de l'essai mensuel de fonctionnement d'un groupe diesel de l'alimentation électrique de secours, le moteur diesel a subi un dommage mécanique important. Un piston, qui s'est bloqué durant le fonctionnement à pleine puissance, s'est brisé, entraînant la rupture du cylindre et celle d'un palier du vilebrequin, ainsi que la perforation de la paroi du carter. La perte d'huile qui en est résultée a provoqué automatiquement l'arrêt du groupe diesel. On a pu mettre en fonction (installation et essai) un groupe de remplacement dans le délai admissible selon les prescriptions d'exploitation (spécifications techniques).

Ce moteur diesel endommagé venait de faire l'objet d'une révision complète au cours de l'arrêt programmé de KKM pour le rem-

placement du combustible et la maintenance. Il a été transféré chez le constructeur pour investigation des causes et une réparation éventuelle. La signification de la défaillance de ce groupe diesel de secours du point de vue de la sécurité est restée minime car l'alimentation électrique de secours est restée assurée par la centrale hydraulique voisine et par le groupe diesel de secours du système SUSAN.

2.2.2 Travaux exécutés lors de l'arrêt pour le renouvellement du combustible

On a exécuté, conformément au programme, les travaux habituels de révision tels que le renouvellement des assemblages combustibles, les inspections, examens périodiques, contrôles de fonctionnement de composants et de systèmes, travaux d'entretien, etc. Les activités et résultats ci-après méritent d'être mentionnés.

En ce qui concerne la jupe du cœur, on a procédé à l'examen visuel des quatre cordons de soudure verticaux, au contrôle des quatre tirants installés par précaution durant l'arrêt de révision de 1996 et à l'examen, conduit à l'aide de la méthode des ultrasons, de l'un des cordons de soudure horizontaux de la jupe parmi les deux cordons les plus affectés par des fissures. Les examens visuels n'ont donné aucune indication de fissure. Le contrôle des tirants n'a mis en évidence aucun défaut. Le dépouillement des résultats des examens aux ultrasons du cordon le plus affecté a indiqué que la longueur totale de toutes les fissures de ce cordon avait augmenté de l'ordre de 10 %. Ces fissures n'ont, du point de vue de la sécurité, aucune influence sur le cycle d'exploitation 1997/1998.

Les examens visuels détaillés conduits à l'aide d'une caméra vidéo sous-marine télécommandée à l'intérieur de la cuve du réacteur pour en contrôler sa paroi ainsi que ses structures internes, y compris celles du cœur du réacteur, n'ont mis en évidence aucune fissure ou aucune autre indication qui pourrait avoir un effet sur la sécurité de l'installation durant le fonctionnement.

Les autres examens périodiques des matériaux de constitution de la collerette du haut de la cuve servant d'appui au couvercle, des manchons de raccordement des conduites de recirculation à la cuve du réacteur, des cordons de soudure de ces dernières et des conduites de vapeur vive n'ont montré aucun indice de modification de leur état qui aurait pu signifier une atteinte à la sécurité de l'installation.

Après l'achèvement de tous les travaux de soudure en relation avec la rénovation des manchons de raccordement des conduites

d'eau alimentaire à la cuve du réacteur, on a soumis, conformément au programme d'inspection en service et avec succès, l'ensemble du circuit primaire à l'essai de pression à la valeur de 1.2 fois la pression de dimensionnement.

En ce qui concerne les équipements électriques, on considère que, dans le cadre de l'inspection en service, les examens périodiques des équipements de contrôle-commande du système d'ultime secours¹ et du système de protection du réacteur en constitue une part importante. Quant aux autres examens et vérifications, ils ont eu pour objet le générateur diesel de l'alimentation électrique de secours et les deux générateurs diesel du système d'ultime secours, ainsi que leurs équipements de couplage et de distribution. On a en outre exécuté les travaux de vérification nécessaires dans les systèmes de sécurité. On a pu constater qu'il n'y avait aucune discordance inadmissible entre les valeurs mesurées et les valeurs cibles imposées.

2.2.3 Modifications apportées à l'installation

Parmi les modifications les plus importantes apportées à l'installation, il convient de mentionner les suivantes:

- Rénovation des manchons de raccordement des conduites d'eau alimentaire à la cuve du réacteur

La rénovation de ces manchons permet de minimiser les fuites internes entre ceux-ci et les coquilles de protection thermique des distributeurs de l'eau alimentaire et, ainsi, de maintenir une répartition homogène des températures. L'effet favorable de cette modification est de diminuer considérablement le risque d'apparition de fissures dû à la variation cyclique des contraintes thermiques.

- Modifications dans le secteur du «torus»
On a remplacé toutes les conduites traversant la paroi du «torus» (chambre de condensation associée au réacteur, située dans le caisson du réacteur) et les tubes plongeurs débouchant dans l'eau de cette chambre, ainsi que les collerettes de liaison du système de refroidissement du torus et de celui utilisé lors de la mise à l'arrêt de l'installation.
- Rénovation partielle de la fosse de noyage du réacteur au moyen de la technique des enduits imperméables
Afin de diminuer, sinon d'éviter, les faibles fuites d'eau hors de la fosse de noyage du

réacteur vers les structures de génie civil, on a recouvert la plus grande partie des cordons de soudure du revêtement de cette fosse dans les secteurs où l'on présume la présence de fuites au moyen d'un enduit à base de résines synthétiques. On a ainsi pu diminuer considérablement ces fuites, qui sont d'ailleurs limitées à l'intérieur de l'installation et qui ne se manifestent que durant l'arrêt, alors que cette fosse est pleine. Des investigations ciblées dans la partie inférieure du mur de l'enceinte de confinement ont montré l'absence de corrosion.

- Extension de l'instrumentation pour les situations de dérangement

On a procédé aux modifications et extensions suivantes:

- retour automatique aux plages intermédiaires et inférieures de l'affichage du niveau de flux neutronique après un arrêt automatique du réacteur;
- enregistrement et affichage à la salle de commande de SUSAN de la concentration d'hydrogène dans le «drywell»¹;
- installation supplémentaire de détecteurs de température destinés à l'enregistrement de la température du «drywell» à la salle de commande de SUSAN;
- extension du domaine de mesure de la pression dans le «drywell».

2.2.4 Combustible et barres de commande

Les taux de radioactivité de l'eau du réacteur et des effluents gazeux des condenseurs des turbines observés tout au long de l'année sous revue étant restés très bas, on a pu en conclure que pas une seule des gaines des barreaux combustibles n'avait perdu son étanchéité. Pour le 25^{ème} cycle d'exploitation (1997/98), 44 assemblages combustibles sur 240 ont été remplacés par des assemblages neufs. Ces derniers sont tous du type à la géométrie en carré dite «9x9».

Après l'arrêt d'urgence du réacteur en juillet, l'exploitant a observé que l'extraction d'une partie des barres de commande insérées n'était plus possible à la pression normale du système hydraulique d'entraînement des barres. Cependant, la fonction d'arrêt du réacteur n'a pas été perturbée par la difficulté du retrait des barres de commande. On a identifié la cause de cette difficulté du retrait dans la présence d'impuretés aux joints d'étanchéité des mécanismes d'entraînement des barres de commande. Selon toute vraisemblance, ces impuretés sont dues aux travaux d'électro-éro-

¹ système d'ultime secours: système supplémentaire (redundant) spécialement protégé contre les événements d'origine externe et destiné à l'évacuation ultime de la chaleur résiduelle

¹ drywell: caisson entourant la cuve du réacteur et constituant une chambre de pression de l'enceinte de confinement.

sion effectués lors de l'installation des tirants de support de la jupe du cœur dans la cuve du réacteur pendant l'arrêt de révision de 1996. A cause d'un filtre défectueux, des résidus d'érosion sont arrivés dans le circuit du caloporteur principal. Tous les mécanismes d'entraînement des barres de commande (57 au total) ont fait l'objet d'une révision et l'on a nettoyé les fonds de tous les tubes de guidage des barres de commande. Les tests de fonctionnement conduits après ces travaux se déroulèrent sans problèmes.

Aucune des barres de contrôle ne fut remplacée durant l'arrêt de révision 1997.

Dans le but de vérifier le comportement en exploitation des assemblages combustibles en vue d'une augmentation du taux de combustion, on a choisi dix d'entre eux caractérisés par diverses durées de séjour dans le cœur et, durant l'arrêt de révision 1997, on les a inspectés en détail à l'aide d'une caméra sous-marine. Tous les assemblages inspectés se trouvent en bon état.

Dans l'espace annulaire compris entre la jupe du cœur et la paroi de la cuve du réacteur, on a installé, sur deux des quatre tirants de maintien de cette jupe, des dosimètres destinés à mesurer la fluence neutronique (intégration du flux de neutrons). Ces dosimètres sont irradiés pendant le cycle actuel et les valeurs qu'ils auront enregistrées seront analysées par General Electric aux Etats Unis. Le but de ce projet, qui est aussi soutenu par un groupe d'exploitants japonais, est le contrôle et l'amélioration du calcul des flux de neutrons et de rayonnement γ hors du cœur. Ces grandeurs servent, entre autres, à la prévision précise de la durée de vie de la cuve du réacteur.

2.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS)

L'étude probabiliste de sécurité (sigle français: EPS; sigle allemand et anglais: PSA) relative au fonctionnement en puissance achevée en 1990 doit être mise à jour périodiquement comme l'exige le rapport d'expertise que la DSN a établi en 1992 au sujet de KKM. Dans un premier temps, l'exploitant de KKM a uniformisé la description des systèmes ainsi que les arbres de défaillance γ relatifs. Il prévoit de soumettre la documentation qui en résulte à la DSN dans le courant du premier semestre de 1998.

Durant l'année sous revue, l'exploitant de KKM a procédé à une révision complète de l'EPS supplémentaire pour les états «arrêt», «mise à l'arrêt» et «démarrage» exigée par la DSN, en tenant compte des commentaires de cette dernière relatifs à la première ébauche de cette étude. La DSN attend de l'exploitant qu'il lui soumette cette étude révisée au début de 1998.

2.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)

L'exploitant a poursuivi l'application du programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV) exigé par l'autorisation d'exploiter octroyée en 1992. Dans le domaine de la mécanique et des machines, l'exploitant a établi et remis à la DSN pour examen la documentation exigée par le PSV concernant l'enveloppe primaire de l'enceinte de confinement et les conduites du système de recirculation de l'eau du réacteur.

Dans le domaine de l'électrotechnique, la DSN a examiné une série de documents exigés par le PSV et remis par l'exploitant concernant avant tout les dispositifs de traversée des câbles électriques, ces câbles eux-mêmes, des interrupteurs de fin de course et des sondes de mesure des températures.

En ce qui concerne les structures de génie civil, l'exploitant a remis à la DSN pour examen la documentation selon le PSV pour le bâtiment du réacteur et quelques bâtiments auxiliaires. L'étendue des examens γ est spécifiée en détail. Durant l'année sous revue, l'exploitant a commencé à documenter les résultats d'inspection de référence conduites antérieurement de façon à répondre au format prévu par le PSV.

Les résultats des investigations conduites jusqu'à présent dans le cadre du PSV n'ont mis en évidence aucune lacune dans les programmes de maintenance et d'examens périodiques. En ce qui concerne les composants importants pour la sécurité et difficilement remplaçables, on n'a identifié aucun nouveau mécanisme ou effet de vieillissement qui pourrait laisser craindre à moyen terme une altération majeure de leurs caractéristiques tant d'exploitation que de sécurité.

2.3 Protection contre les radiations

2.3.1 Protection du personnel

Lors de l'exploitation et de l'entretien de KKM, on a enregistré en 1997 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-dessous (valeurs de 1996 entre parenthèses):

Actions	personne-Sv
Arrêt programmé	1.18 (0.89)
Marche en puissance	0.40 (0.51)
Dose collective annuelle	1.58 (1.40)

La dose collective effectivement enregistrée durant l'arrêt de révision s'est maintenue à un niveau très bas compte tenu de certains travaux à effectuer dans des champs de radiations élevés. Ceci s'est avéré possible grâce à une

radioprotection efficace, l'utilisation de nombreux blindages temporaires et, pour chacune des tâches à exécuter, la comparaison systématique et quotidienne des doses réelles aux valeurs pronostiquées lors de la préparation des travaux. La valeur effective de la dose collective se situe nettement en dessous de la dose pronostiquée, estimée à une valeur de l'ordre de 1.2 à 1.5 personne-Sv. De même, il est réjouissant de constater que la dose collective annuelle totale est faible et se situe nettement en dessous de la valeur directrice de 4 personne-Sv fixée par la DSN. Parmi les travaux pouvant être à l'origine de contribution de doses importantes, il convient de mentionner: le remplacement des quatre manchons de raccordement à la cuve du réacteur des conduites d'approvisionnement en eau alimentaire, la révision des 57 entraînements des barres de commande, le remplacement des câbles du système de mesure et de surveillance locale du flux neutronique dans le domaine de puissance (LPRM), ainsi que les travaux de réparation des parois de la fosse de noyage du réacteur.

Par comparaison avec la situation radiologique dans l'installation au cours de l'année précédente, les débits de dose ambiante au voisinage des conduites de recirculation ont diminué en 1997 de l'ordre de 10 %, ce qui s'ajoute au fait que, auparavant déjà, on avait pu diminuer les débits de dose sur ces conduites de presque 10 % en 1995 et d'environ 5 % en 1996. Il se confirme donc que les mesures prises pour abaisser le transport de cobalt radioactif vers l'eau du réacteur (remplacement des galets de roulement en stellite de toutes les barres de commande par des glissières de guidage faites d'un acier pauvre en cobalt) continuent de porter leurs fruits trois ans après ce remplacement.

En vue d'améliorer la situation radiologique sur les places de travail, principalement dans le drywell, durant l'arrêt, on a de nouveau placé temporairement des écrans sous forme de feuilles de plomb (env. 85 tonnes) devant de nombreuses sources de radiations. L'exploitant a estimé que la diminution de la dose collective obtenue grâce à ces écrans temporaires se monte à environ 1.7 personne-Sv. Grâce au fait que l'activité du caloporteur est restée très basse tout au long de l'année sous revue, ce qui est grandement favorisé par le fait que le combustible est resté intact tout au long des cycles d'exploitation précédents, les niveaux de contamination dans la halle des machines et, par suite, les débits de dose, sont, comme durant les années précédentes, restés également très bas, ce qui a grandement facilité les travaux de révision.

Les doses individuelles annuelles sont restées dans les limites imposées. La dose individuelle la plus élevée due au rayonnement externe a atteint, en 1997, 14.2 mSv, alors que la valeur correspondante pour 1996 était de 11.8 mSv. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10, ainsi qu'aux figures A5 à A10 de l'appendice A. Il ne s'est produit en 1997 aucun événement radiologique qui aurait nécessité une notification et un enregistrement au sens de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications. Le moniteur à comptage rapide («Quick Counter»), utilisé aux fins de triage des cas d'incorporation, est systématiquement utilisé pour le contrôle périodique du personnel de la centrale et, en ce qui concerne le personnel externe, pour un double contrôle au début et à la fin de chaque mandat de travail dans l'installation. Ces contrôles n'ont mis en évidence aucun cas d'incorporation qui aurait nécessité une investigation complémentaire. On ne signale aucun cas d'entraînement de contamination radioactive par des personnes ou des objets, ni de cas de contamination de personnes ayant résisté à un lavage normal (douche par exemple).

2.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct

Le tableau A4a de l'appendice A récapitule les valeurs limites admissibles de rejet, les quantités de substances radioactives effectivement rejetées dans l'environnement en 1997, ainsi que les doses annuelles maximales qui en résultent pour les habitants des environs en se basant sur les principes énoncés dans la directive HSK-R-41 de la DSN. Toutes les valeurs mesurées (rejets, etc.) se situent en dessous des valeurs limites admissibles. Les rejets de 1997, auxquels il faut ajouter la contribution des dépôts d'aérosols des années précédentes, ont été à l'origine, pour les personnes de la population, d'une dose annuelle maximale de 0.009 mSv pour les adultes et de 0.007 mSv pour les enfants en bas âge. Sans cette contribution, les valeurs dues aux seuls rejets de 1997 sont sensiblement plus basses, c'est-à-dire 0.0009 mSv pour les adultes et de 0.0012 mSv pour les enfants en bas âge. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des activités qui, pour les personnes concernées, conduisent à des doses annuelles d'exposition inférieures à la valeur de 0.01 mSv sont, de toute façon, déjà considérées comme justifiées et satisfaisant le devoir d'optimisation. Cela signifie que, dans le cas présent, il n'est pas nécessaire de renforcer encore plus les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs. Le tableau A4b de l'appendice A indique sous forme graphique

les rejets de gaz rares et d'iode avec l'air extrait de la ventilation et ceux de tritium et des autres substances radioactives avec les eaux de rejet pour chacune des cinq dernières années. En ce qui concerne KKM, les rejets d'aérosols et d'iode des cinq dernières années et ceux des gaz rares durant les trois dernières années sont constamment restés inférieurs à 1 pour mille de la valeur limite admissible: c'est la raison pour laquelle il n'est pas utile d'en donner la valeur exacte.

La DSN et la SUeR ont continué durant l'année sous revue leurs mesures trimestrielles de contrôle sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons des eaux de rejet. Les résultats obtenus par les divers laboratoires impliqués, dont celui de KKM, concordent bien.

Les résultats de mesures faites au moyen des sondes de mesure des débits de dose (du réseau MADUK) au voisinage de la centrale nucléaire de Mühleberg n'ont mis en évidence aucune augmentation significative de la dose ambiante au-dessus du niveau du bruit de fond local. Au voisinage immédiat de la centrale, on constate une dose ambiante légèrement supérieure due au rayonnement direct provenant de la halle des machines et de l'entrepôt de déchets radioactifs. Durant l'année sous revue, comme aussi précédemment, la valeur de 5 mSv par année pour la limite admissible d'immission, imposée par la paragraphe 3 de l'article 102 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection, et la valeur directrice de 0.1 mSv par semaine pour la dose ambiante due au rayonnement direct fixée dans la directive HSK-R-11 ont été respectées.

2.4 Personnel et organisation

2.4.1 Personnel et formation professionnelle

Deux opérateurs de réacteur de niveau B ont obtenu leur licence sur la base des examens qu'ils ont réussis. L'effectif total du personnel au bénéfice d'une licence à fin 1997 ressort du tableau A2 de l'appendice A.

1997 a été la première année complète d'exploitation du simulateur de KKM. Toutes les équipes de quart y ont suivi un entraînement très intensif, approfondi et couvrant un large spectre de situations. En comparaison avec les séances d'entraînement des années antérieures, qui avaient lieu aux États-Unis, le propre simulateur de KKM a permis de doubler la durée effective de travail dans le simulateur et d'y faire passer tout le personnel concerné. Les ingénieurs du service de piquet ont également participé à l'un des cycles d'exercices axé sur les accidents graves et les situations de crise. Quatre candidats à la fonction d'opérateurs de réacteur ont conclu une période de quatre semaines d'un intense entraînement de base par un examen réussi.

Des cours de répétition spécialement organisés pour les membres du personnel de quart non porteur de licence professionnelle leur ont permis de rafraîchir leurs connaissances de l'installation. Deux personnes du domaine «physique» du département «technologie nucléaire» ont terminé avec succès le cours «Station Nuclear Engineering» organisé par General Electric, ce qui contribue grandement à assurer la continuité en personnel dans le domaine de la physique des réacteurs.



Coup d'oeil dans la salle de commande du simulateur de la centrale nucléaire de Mühleberg

Source: BKW FMB Energie SA, Berne

Un grand nombre d'autres cours organisés dans tous les départements ont permis aux membres du personnel de diverses disciplines de maintenir leurs connaissances spécialisées et de les adapter à l'état de la science et de la technique, d'acquérir des capacités pratiques et de développer leur personnalité.

2.4.2 Organisation et conduite de l'exploitation

Durant l'année sous revue, l'organisation de KKM n'a pas subi de modification majeure. On a nommé un responsable chargé de tous les aspects de protection contre l'incendie. À la fin de l'année 1997, KKM occupait 292 personnes (1996: 285).

L'exploitant de KKM procède actuellement à l'introduction formelle d'un système de gestion de la qualité et y a intensément travaillé durant l'année sous revue. Il a concentré ses activités à ce sujet à la révision du manuel de gestion de la qualité et a débuté la réalisation des manuels de l'assurance de la qualité pour les procédures.

Le projet de recherche «Analyse situationnelle de la culture de sécurité», que la DSN a proposé et encouragé (voir sous-chapitre 11.6), a bénéficié d'une participation active de l'exploitant de KKM. Des psychologues de l'Université de Berne ont longuement débattu des principes fondamentaux avec divers membres du personnel de KKM en vue de préparer les éléments nécessaires aux interviews ultérieures.

2.5 État de préparation aux situations d'urgence

Le personnel de KKM a joué en 1997 un exercice interne d'urgence dans le domaine de la sûreté (protection physique) dont la section «technologie nucléaire et sûreté» (NS) de l'Office fédéral de l'énergie (OFEN), compétente dans ce domaine, a observé le déroulement. Le scénario en reposait sur une tentative de chantage politique exercée sur le gouvernement dans laquelle la centrale nucléaire était utilisée comme «otage».

Divers exercices internes ont permis de parfaire la formation des diverses parties de l'état-major de crise, des équipes d'intervention du service de quart, du service du feu, de samaritains et de la radioprotection. Selon le scénario, il s'agissait de combattre un incendie accompagné de relâchement de substances radioactives.

2.6 Déchets radioactifs

Pendant l'année sous revue, les quantités de déchets radioactifs bruts produits sont restées du même ordre de grandeur que lors des années précédentes (voir tableau A11). L'exploitant de KKM a immobilisé les résines échangeuses d'ions usées d'origine récente dans du ciment à l'aide de l'installation de conditionnement CVRS (Cement Volume Reduction Solidification). Il a aussi découpé sous l'eau des cannes de mesure devenues inutilisables et il en a enrobé les fragments ainsi que d'autres déchets de petite taille dans du ciment. Il a en outre préparé la campagne de conditionnement des boîtes des assemblages combustibles prévue en 1998. Il a enfin fait transférer des déchets radioactifs mixtes au PSI en vue de leur traitement; les déchets combustibles y ont été incinérés et les résidus de combustion conditionnés par enrobage dans du ciment. Les colis de déchets ainsi conditionnés sont ensuite revenus à KKM.

L'exploitant de KKM a révisé les spécifications relatives aux six types de colis de déchets qui sont produits par l'installation de conditionnement CVRS sur la base de l'optimisation des processus et des résultats des examens d'homologation approfondis de ces types de colis. En juin et décembre, la DSN a octroyé les permis d'exécutions définitifs pour ces six types de colis après que la CEDRA eut vérifié leur aptitude au stockage final et établi les certificats correspondants et après que, à la DSN elle-même, on eut vérifié l'ensemble de la documentation. Durant l'année sous revue, l'exploitant de KKM a par ailleurs établi les spécifications concernant huit autres types de colis de déchets, la CEDRA a certifié leur aptitude au stockage final et la DSN a octroyé les permis d'exécution correspondants après vérification de toute cette documentation. Ces types de colis contiendront des déchets de petite taille provenant de la cuve du réacteur, des composants tels les boîtes des assemblages combustibles et les cannes de mesure devenues inutilisables et que l'on découpe et empaquette sous l'eau à l'aide de manipulateurs dans le bassin de stockage des assemblages combustibles avant de les immobiliser dans du ciment. La DSN étudie encore une requête concernant un permis d'exécution pour un autre type de colis. Ainsi, l'exploitant de KKM disposera de permis d'exécution conformes à la dernière version de la directive HSK-R-14 de la DSN pour tous les colis de déchets importants actuellement produits. On a convenu d'un calendrier pour la préparation des spécifications restant encore à établir, ainsi que, en ce qui concerne les colis de déchets issus de modes de confec-

tion antérieurs, pour la mise à disposition de la documentation complétée selon cette directive HSK-R-14.

Les déchets bruts rassemblés en vue d'un traitement ultérieur sont stockés provisoirement de manière appropriée sous une forme non-conditionnée dans divers locaux de la zone contrôlée. Ceci concerne essentiellement les résines échangeuses d'ions (2700 fûts) et les concentrats (47 fûts) déposés en attente dans l'entrepôt de KKM et que l'exploitant va conditionner sous une forme apte au stockage final au moyen de l'installation CVRS. Quant aux colis de déchets conditionnés, ils sont stockés régulièrement dans l'entrepôt.

2.7 Satisfaction des conditions et obligations imposées à KKM

L'autorisation, limitée dans le temps, que le Conseil fédéral avait octroyée en décembre 1992 comportait un certain nombre de conditions et d'obligations imposées à l'exploitant de KKM. Toutes les conditions et obligations assorties d'un délai sont maintenant satisfaites. En ce qui concerne l'obligation relative à la protection contre l'incendie, l'exploitant a achevé la réalisation de toutes les mesures constructives prévues dans le bâtiment du réacteur. Quant à la surveillance du vieillissement, elle fait l'objet d'un programme particulier (PSV; voir sous-chapitre 2.2.6) et continue ainsi d'être assurée.

En ce qui concerne les autres conditions et obligations figurant dans l'autorisation d'exploiter, elles ont, pour une part, une validité permanente et, pour une autre part, elles exigent une mise à jour périodique de la documentation concernant l'installation et de certaines analyses.

2.8 Impression générale dans l'optique de la DSN

Dans la perspective tant de la sécurité nucléaire que de la radioprotection, la DSN qualifie de bon l'état de l'installation, de même que la conduite de l'exploitation. Les événements qui se sont produits n'ont eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire. Les fissures présentes dans la jupe du cœur n'ont aucune influence du point de vue de la sécurité nucléaire.

En ce qui concerne la radioprotection, on constate que les mesures prises en vue de diminuer les débits de dose, et donc les doses, continuent d'être efficaces. Quant à la valeur

de la dose collective annuelle accumulée par le personnel (tant de la centrale que des firmes extérieures engagées dans l'installation), on constate qu'elle est à nouveau restée à un niveau très bas pour un réacteur à eau bouillante. De même, les rejets de substances radioactives dans l'environnement sont demeurés très en dessous des valeurs limites admissibles fixées dans l'autorisation d'exploiter. En conséquence, les doses d'irradiation de la population restent insignifiantes.

3. Centrale nucléaire de Gösgen



Travaux sous-marins dans le bassin d'entreposage des assemblages combustibles

Source: centrale nucléaire de Gösgen

3.1 Exploitation: compte rendu et résultats

La centrale nucléaire de Gösgen (KKG) est une installation à eau pressurisée à trois boucles, fournissant une puissance électrique nette de 970 MWe. Elle a été mise en service en 1979. Pour plus de précisions, on se référera aux tableaux A1 et B4 en appendice; la figure B1 représente le schéma de fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée.

Durant 1997, 19^{ème} année d'exploitation de la centrale, KKG a atteint un coefficient de production de 93.6 % en termes d'énergie et une disponibilité de 93.7 % en termes de temps. L'arrêt programmé de révision a duré 23 jours et constitue la cause principale de l'indisponibilité de l'installation. Pendant l'année sous revue, KKG a fourni 143 GWh de chaleur industrielle à la fabrique de carton située à proximité.

Aucun arrêt automatique du réacteur et aucune réduction de puissance marquante n'ont interrompu la marche de l'installation.

3.2 Sécurité de l'installation

3.2.1 Événements particuliers

L'exploitant a rapporté un événement particulier soumis à notification conformément aux exigences de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications. Cet événement n'a eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire, ce qui a conduit la DSN à l'enregistrer en classe B selon cette directive et à le placer au niveau 0 de l'échelle internationale d'appréciation INES (voir le sous-chapitre 11.7, ainsi que les tableaux A3 et B2).

– Durant le dernier cycle d'exploitation, la constatation d'une légère augmentation de l'activité dans l'eau du circuit primaire indiquait qu'il fallait s'attendre à trouver dans le

cœur quelques barreaux combustibles dont les gainages ne sont plus étanches. Effectivement, l'inspection des assemblages combustibles a mis en évidence que onze barreaux dans deux assemblages combustibles de la 17^{ème} recharge sont endommagés. On a identifié l'origine de ces dommages dans une érosion anormale des tubes de gainage à la hauteur des grilles de maintien inférieures, suite à l'apparition de corrosion inter cristalline fissurante sous contrainte sur les ressorts placés dans ces grilles de maintien (parfois dénommées entretoises). Comme cela avait été le cas avec les assemblages combustibles de recharges antérieures, qui avaient présenté des dommages similaires au cours des années précédentes, on a remplacé sur ceux de la 17^{ème} recharge la grille de maintien inférieure d'origine par une grille faite d'un matériau, l'inconel, moins susceptible de développer des fissures dues à la corrosion inter cristalline sous contrainte.



Remontage de la partie supérieure, révisée, d'une soupape faisant partie du dispositif de fermeture d'un réservoir de noyau
Source: centrale nucléaire de Gösgen

3.2.2 Travaux exécutés lors de l'arrêt pour le renouvellement du combustible

On a procédé à tous les travaux prévus, tels que le renouvellement d'assemblages combustibles, les inspections, les examens périodiques des composants mécaniques et électriques, les contrôles de fonctionnement d'équipements, les travaux d'entretien, etc.

Il convient de mentionner quelques opérations importantes:

- Tous les cordons de soudure de la chambre à eau du côté primaire et le cordon de liaison avec le côté secondaire du manteau (désigné par «virole» en France) du générateur de vapeur No. 3 ont fait l'objet d'un examen aux ultrasons et d'un contrôle relatif à la présence éventuelle de fissures en surface. On n'a identifié aucun dommage.
- On avait remplacé en 1994 les arbres des trois pompes principales de circulation du caloporteur par des arbres d'une construction améliorée. On a procédé au premier examen périodique de deux d'entre eux à l'aide de la technique des ultrasons depuis le forage axial: on n'a trouvé aucune indication de fissures ou d'autres défauts.
- Lors des examens de cordons de soudure au moyen des ultrasons durant l'arrêt de révision de 1995, on avait trouvé sur un cordon de soudure du circuit caloporteur primaire une indication nécessitant un éclaircissement. On avait réexaminé cette indication durant l'arrêt de 1996 et constaté aussi qu'elle n'avait subi aucune modification significative et décelable. Durant l'arrêt de révision de 1997, on a mis en œuvre une technique de mesure de la variation de tension électrique dans un matériau induite par une variation du courant traversant ce matériau due à l'apparition ou à la croissance de fissures. À cet effet, on a disposé dans le secteur de cette indication un dispositif comportant une sonde de mesure du potentiel électrique dans le matériau nécessaire pour détecter et identifier de telles variations durant l'exploitation. Une évaluation de cette indication du point de vue de la mécanique des fractures conduite sur la base d'hypothèses pessimistes a confirmé que cette indication ne pouvait avoir d'effets relevant de la sécurité durant le cycle d'exploitation 1997/1998.
- La mesure du taux de fuite hors de l'enceinte de confinement (troisième test selon le programme d'inspection en service) a donné la valeur de 0.044 % en volume par jour à une pression de 0.5 bar (0.05 MPa), valeur sensiblement inférieure à la limite admissible de 0.082 % en volume par jour.
- On a procédé à des examens de plusieurs cordons de soudure de la conduite de vapeur vive No. 3 et du système d'évacuation de la chaleur résiduelle au moyen des ultrasons et des rayons X. On n'a constaté aucune indication notable.
- Les examens conduits dans les dispositifs de réglage et de contrôle-commande, ainsi que dans le système de protection du réac-

teur n'ont révélé aucune indication notable de défaut.

Les constatations faites lors des autres inspections et examens n'ont révélé aucun défaut.

3.2.3 Modifications apportées à l'installation

Durant l'année sous revue, on a procédé à diverses modifications dont les plus importantes sont les suivantes:

- Afin d'assurer à long terme la résistance aux dérangements des dispositifs d'entraînement (de vannes motorisées, etc.), on a procédé au remplacement d'un nouveau groupe de 8 d'entre eux sur les 31 entraînements que l'on prévoit de remplacer dans le confinement, ce qui porte à 26 le nombre de ces dispositifs déjà remplacés.
- Lors des inspections faites sur les entraînements des barres de commande, on a constaté la fragilisation de l'isolation électrique des conducteurs de connexion des bobinages électromagnétiques. On a donc décidé de remplacer ces conducteurs par de nouveaux présentant une meilleure résistance aux températures élevées. On a terminé ces travaux sur 33 des 48 entraînements; les 15 restants feront l'objet de travaux similaires durant l'arrêt de révision en 1998.
- Au cours de l'année, on a nettoyé la coupole du bâtiment du réacteur et on l'a recouverte d'un enduit protecteur. L'aspect extérieur de l'installation est ainsi amélioré et cet enduit protège le béton contre les intempéries et d'autres effets atmosphériques.

3.2.4 Combustible et grappes de commande

Pour le 19^{ème} cycle d'exploitation (1997/98), 40 des 177 assemblages combustibles ont été remplacés par des assemblages neufs. Parmi ces assemblages se trouvent 8 assemblages d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX) qui ont été introduits pour la première fois à KKG. Tous les barreaux d'assemblages neufs sont gainés d'un tube dont la surface extérieure, en contact avec l'eau, est pourvue d'une couche de protection contre la corrosion.

On a déjà mentionné au paragraphe 3.2.1, «Événements particuliers», l'apparition de défauts d'étanchéité sur les gaines de onze barreaux combustibles. En ce qui concerne le cycle actuel (le 19^{ème}), on a constaté une augmentation de l'activité due aux gaz rares durant les derniers mois de 1997, ce qui laisse présager que la gaine d'au moins un des barreaux a perdu son étanchéité.

En collaboration avec le fabricant d'assemblages combustibles, on a de nouveau inspecté un certain nombre de barreaux combustibles témoins après leur séjour dans le cœur, dont

les gaines sont constituées de matériaux de diverses compositions. En général, on a pu observer un bon comportement en service de ces gainages.

Comme l'année précédente, on a examiné pendant l'arrêt de révision les 48 grappes de commande par la mesure du diamètre et par la méthode des courants de Foucault, afin d'y déceler d'éventuels affaiblissements des parois de gainage. Les résultats de ces examens ont justifié le remplacement de quatre grappes de commande par des grappes neuves dont la surface des tubes de gainage est résistante à l'usure de friction.

3.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS)

Le travail de l'exploitant de KKG dans le domaine de l'étude probabiliste de sécurité (sigle français: EPS; sigle allemand et anglais: PSA) s'est concentré sur les réponses qu'il faut apporter aux questions soulevées par la DSN dans le cadre de la révision quantitative et détaillée de l'EPS relative à KKG. Ces questions portaient avant tout sur une information complémentaire concernant certaines conditions générales à la base de l'EPS et diverses hypothèses qui y sont faites. Afin de garantir séparément chacune des fonctions de sécurité, la centrale nucléaire de Gösgen dispose de plusieurs configurations redondantes des systèmes de sécurité. Une modélisation réaliste du comportement de la centrale doit en tenir compte; il en résulte ainsi un modèle étendu et complexe de la centrale sur lequel se base l'EPS et dont la vérification représente une tâche exigeante pour la DSN.

Dans le cadre de la révision de l'EPS la DSN a effectué les tâches suivantes:

- Développement d'une banque de donnée spéciale pour traiter la grande quantité de données spécifiques à la centrale de Gösgen et préparation de ces données à leur utilisation dans le modèle développé par la DSN pour l'EPS relative à KKG. Le logiciel ainsi développé sera d'ailleurs aussi utilisable pour les EPS des autres centrales nucléaires suisses.
- Dans le cadre de l'appréciation des risques sismiques spécifiques à KKG, les spécialistes de la DSN ont procédé à un relevé systématique des caractéristiques importantes de ce point de vue au cours d'une inspection d'une semaine. Ils ont consigné leurs constatations et leurs observations dans un rapport. La DSN a proposé à l'exploitant pour considération un ensemble de dispositions de types technique et analytique à envisager pour améliorer la sécurité de la centrale du point de vue de la protection sismique et

attend sa prise de position en ce qui concerne leur réalisation.



Un collaborateur de la DSN lors du relevé des caractéristiques nécessaires à l'appréciation du risque sismique

Source: DSN

- Dans le cadre d'un contrat entre la DSN et le PSI, les spécialistes de ce dernier ont vérifié l'évaluation faite au sujet de l'influence des actions des opérateurs sur le déroulement des accidents graves sous l'angle de l'analyse de la fiabilité humaine (Human Reliability Analysis, HRA).
- La DSN a pu achever les analyses des effets d'un dommage grave du cœur à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

3.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)

Dans le domaine de la mécanique et des machines, l'exploitant a jusqu'à présent établi et remis à la DSN pour examen la documentation exigée par le programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV) concernant les pompes principales de circulation du caloporteur et les structures internes de la cuve du réacteur supportant le cœur.

Dans le domaine de l'électrotechnique, l'exploitant a commencé, dans le cadre de la vérification périodique de la sécurité (VPS), un certain nombre de travaux exigés par le PSV. La documentation correspondante n'est cependant pas encore disponible à la DSN.

En ce qui concerne les structures de génie civil, l'exploitant a remis à la DSN pour examen la documentation selon le PSV pour le bâtiment du réacteur et quelques bâtiments auxiliaires. L'étendue des examens y est spécifiée en détail. Durant l'année sous revue, l'exploitant a commencé à documenter les résultats d'inspection de référence conduites antérieurement de façon à répondre au format prévu par le PSV.

3.3 Protection contre les radiations

3.3.1 Protection du personnel

Lors de l'exploitation et de l'entretien de KKG, on a enregistré en 1997 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-contre (valeurs de 1996 entre parenthèses):

Actions	personne-Sv
Arrêt programmé	0.58 (0.72)
Marche en puissance	0.16 (0.20)
Dose collective annuelle	0.74 (0.92)

Parmi les travaux exécutés durant l'arrêt de maintenance qui ont le plus contribué aux doses accumulées, il faut citer les examens visant la détection des fissures de surface et, au moyen des ultrasons, de celles en profondeur dans les structures du générateur de vapeur No. 3, les inspections sur le côté secondaire des générateurs de vapeur, ainsi que les examens aux ultrasons sur d'autres composants du circuit caloporteur primaire. Mise en relation avec l'ampleur des travaux effectués, la dose collective annuelle est restée sensiblement inférieure à celle de l'année précédente et considérablement en-dessous de 4 personne-Sv, c'est-à-dire de la valeur directrice de la DSN.

Il ressort des nombreuses mesures de débits de dose faites en 1997 sur les structures du circuit primaire que, par rapport aux valeurs mesurées au cours de l'année précédente, les doses aux endroits significatifs du point de vue de la radioprotection sont, d'une année à l'autre, soit restées constantes, soit elles se sont légèrement accrues, selon une tendance déjà observée. Durant l'arrêt de révision de 1997, on a continué de recourir à la pose d'écrans supplémentaires temporaires en plomb dans la zone des postes de travail. C'est ainsi que quelque 17 tonnes de plomb sous forme de feuilles et de nattes ont été mises temporairement en place durant les travaux de révision, en particulier sur les places de travail associées aux générateurs de vapeur. L'exploitant de KKG estime à environ 35 personne-mSv la part de dose collective ainsi épargnée. En se basant sur des considérations d'optimisation, il ne considère pas, cependant, la pose d'écrans supplémentaires temporaires en plomb comme une mesure de radioprotection efficace pour éviter l'accumulation de doses.

On ne signale aucun cas significatif de contamination de personnes ou d'entraînement de contamination non fixée. On a réussi à éviter des relâchements radioactifs dans l'atmosphère des locaux malgré une contamination relativement élevée de l'eau du circuit primaire en iode-131, de l'ordre de $1 \cdot 10^9$ Bq·m⁻³, due à

des dommages sur plusieurs assemblages combustibles (voir sous-chapitre 3.2.1).

Il n'y a pas eu, en 1996, d'événements radio-logiques relevant du devoir de notification selon la directive HSK-R-15 de la DSN. Les doses individuelles sont restées dans les limites imposées. La plus élevée a atteint 11 mSv en 1997, à comparer avec 15.2 mSv en 1996. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10 ainsi qu'aux figures A5 à A10 de l'appendice A.

3.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct

Le tableau A4a de l'appendice A donne les valeurs limites admissibles pour les rejets de substances radioactives, les rejets annuels pour 1997, ainsi que la dose calculée qui résulte de l'ensemble de ces rejets pour les personnes de la population en se basant sur les principes énoncés dans la directive HSK-R-41. Tous les rejets sous forme d'aérosols, d'iode et de gaz rares se situent nettement en dessous des valeurs limites admissibles. En ce qui concerne les eaux de rejet, cette constatation s'applique également aux effluents liquides sans tritium. Les rejets de tritium typiques pour des réacteurs à eau pressurisée se sont montés en 1997 à environ 20 % de la valeur limite autorisée. Ces constatations sont d'ailleurs les mêmes que celles faites antérieurement, ainsi que le montre le tableau A4b pour les cinq années précédentes.

La dose calculée qui résulte de l'ensemble de ces rejets pour les personnes de la population – en admettant pour ce calcul les circonstances les plus défavorables – est très faible et considérablement inférieure à la valeur directrice de 0.2 mSv/an fixée dans la directive HSK-R-11 de la DSN. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des activités qui, pour les personnes concernées, conduisent à des doses annuelles d'exposition inférieures à la valeur de 0.01 mSv sont, de toute façon, déjà considérées comme justifiées et satisfaisant le devoir d'optimisation. Cela signifie que, dans le cas présent, il n'est pas nécessaire de renforcer encore plus les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs.

La DSN et la SUeR ont continué durant l'année sous revue leurs mesures trimestrielles de contrôle sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons des eaux de rejet. Les résultats obtenus par les trois laboratoires impliqués, dont celui de KKG, concordent bien.

Les résultats de mesures faites au moyen des sondes de mesure des débits de dose (du réseau MADUK) au voisinage de la centrale nu-

cléaire de Gösgen ainsi que les mesures faites le long de la clôture entourant le site n'ont mis en évidence aucune augmentation significative de la dose ambiante au-dessus du niveau du bruit de fond local.

3.4 Personnel et organisation

3.4.1 Personnel et formation professionnelle

Trois chefs de quart et deux opérateurs de réacteur de niveau B ont obtenu leur licence sur la base des examens qu'ils ont réussis. L'effectif total du personnel au bénéfice d'une licence à fin 1997 ressort du tableau A2 de l'appendice A.

Les membres du personnel de quart de KKG porteurs de licence professionnelle ont suivi durant l'année sous revue leurs divers cours d'entraînement d'une semaine sur des simulateurs à Essen (Gesellschaft für Simulator-schulung – Société pour la formation et l'entraînement sur simulateurs) en Allemagne et dans le simulateur de la société d'électricité FURNAS à Mambucaba au Brésil. Les opérateurs de réacteur qui ont acquis leur licence professionnelle durant l'année sous revue ont bénéficié de trois parties d'une semaine chacune du cours de base sur simulateur à Essen.

On a franchi une étape importante de la réalisation du simulateur sur le site de KKG avec l'achèvement du bâtiment destiné à l'abriter, lequel est maintenant prêt pour l'installation et le montage du simulateur lui-même dont la mise en service est prévue en 1999.

Quatre membres du personnel de la radioprotection de KKG ont suivi à l'école de radioprotection du PSI le cours de répétition pour contrôleurs et chefs-contrôleurs à la radioprotection.

Un grand nombre d'autres cours organisés dans tous les départements ont permis aux membres du personnel de diverses disciplines de maintenir leurs connaissances spécialisées et de les adapter à l'état de la science et de la technique, d'acquérir des capacités pratiques et de développer leur personnalité. Il convient de mentionner en particulier le cours destiné à la prévention de la toxicomanie.

3.4.2 Organisation et conduite de l'exploitation

Durant l'année sous revue, l'exploitant de KKG a créé un nouveau domaine «analyse des systèmes» au sein du département de la mécanique et des machines.

À la fin de l'année, KKG occupait 377 personnes (1996: 376). Afin de bien introduire dans leur nouveau domaine d'activité les collabora-

teurs récemment engagés pour succéder à des collaborateurs expérimentés dont le départ est prévu, l'exploitant de KKG (ainsi d'ailleurs que les exploitants des autres centrales) s'efforce d'assurer un laps de temps suffisamment long durant lequel «le nouveau», par une étroite collaboration avec «l'ancien», acquiert suffisamment de connaissances et d'expérience pour reprendre efficacement sa charge. C'est la raison pour laquelle certaines fonctions sont temporairement doublées.

Durant l'année sous revue, la DSN et l'exploitant de KKG ont conduit un certain nombre de discussions exploratoires visant à déterminer comment et dans quelle mesure KKG doit formellement introduire un système d'assurance de la qualité répondant à l'exigence de l'article 13 de la «Convention internationale sur la sûreté nucléaire» que la Suisse a ratifiée.

Le projet de recherche «Analyse situationnelle de la culture de sécurité», que la DSN a proposé et encouragé (voir sous-chapitres 2.4.2 et 11.6), a bénéficié d'une participation active de l'exploitant de KKG. Des psychologues de l'Université de Berne ont longuement débattu des principes fondamentaux avec divers membres du personnel de KKG en vue de préparer les éléments nécessaires aux interviews ultérieures concernant en particulier les «situations critiques».

3.5 État de préparation aux situations d'urgence

En novembre 1997, on a joué à KKG un exercice d'urgence destiné à l'entraînement de l'état-major de crise de la centrale dont la DSN a observé le déroulement. Le scénario que l'on a utilisé est celui qui est prévu pour l'exercice combiné d'urgence «GAIA» qui sera joué en 1998 à KKG. En plus de l'entraînement de l'état-major de crise de KKG, cet exercice d'urgence visait aussi celui de la collaboration avec des fractions de l'organisation d'urgence de la CENAL, de la DSN et du canton de Soleure, ainsi que la vérification de l'adéquation du scénario pour l'exercice GAIA.

Ce scénario partait de l'hypothèse qu'une fuite d'importance moyenne était soudainement apparue dans le circuit caloporteur primaire au cours du fonctionnement normal à pleine puissance. Il en était résulté un relâchement de substances radioactives dans l'enceinte primaire du confinement tel qu'il était impératif de déclencher l'alerte et l'alarme conformément au plan cadre de la Confédération concernant la protection en cas d'urgence. Ce scénario a en outre permis à l'équipe de quart

et à l'état-major de crise de KKG d'exercer la maîtrise technique de l'accident.

L'état-major de crise de KKG a bien maîtrisé cette situation hypothétique. La DSN est de l'avis que, dans une situation réelle, cet état-major est parfaitement capable de faire face à un événement de ce genre. Par ailleurs, la DSN a pu constater l'adéquation de ce scénario à l'exercice combiné d'urgence «GAIA» programmé pour 1998.

Dans le cadre de la vérification périodique de la sécurité à KKG, la DSN a examiné l'état de préparation aux situations d'urgence et elle a vérifié les équipements y relatifs. Elle a ainsi constaté que cet état est satisfaisant.

3.6 Déchets radioactifs

Pendant l'année sous revue, les quantités de déchets radioactifs bruts résultant de l'exploitation de KKG sont restées du même ordre de grandeur que lors des années précédentes (voir tableau A11). Depuis le mois de septembre, l'exploitant immobilise les résidus concentrés issus de l'évaporation des effluents liquides aqueux par fixation dans une matrice de bitume. Il a en outre transféré des déchets radioactifs mixtes au PSI en vue de leur traitement. Les déchets combustibles y ont été incinérés et les résidus de combustion, de même que les déchets incombustibles et incompressibles, y ont été conditionnés par enrobage dans du ciment. Les colis de déchets conditionnés ainsi que les déchets compressibles – non conditionnés – issus du tri sont ensuite revendus à KKG pour entreposage.

Au début de l'année, un incendie et une explosion ont endommagé l'installation de bitumage de démonstration de l'usine de retraitement de Tokai Works au Japon. KKG étant la seule centrale nucléaire suisse à posséder une installation de bitumage, son exploitant a étudié cet événement du point de vue de sa signification pour sa propre installation. Les événements de l'usine japonaise sont dus à la teneur en nitrates des matrices de bitume. Or, le bitume utilisé à KKG n'en contient pas. La DSN a confirmé l'appréciation de l'exploitant de KKG, concluant que cet événement n'a aucune incidence sur les considérations de sécurité relatives à la station de bitumage de KKG.

Durant l'année sous revue, les procédures concernant l'agrément de deux types de colis de déchets actuellement produits à KKG ont été menées à terme avec l'octroi par la DSN des permis d'exécution conformes à la dernière version de sa directive HSK-R-14. La documentation révisée et actualisée relative à d'anciens types de colis contenant des résines échangeuses d'ions que l'exploitant de KKG a

soumise pour approbation est en cours d'examen à la DSN. La CEDRA est encore en train d'examiner l'aptitude au stockage final de certains autres types anciens de colis dont la documentation a été complétée. L'exploitant de KKG doit encore établir les spécifications concernant trois types de déchets conditionnés en petite quantité au PSI, ce qu'il a convenu avec la DSN de faire avant la fin de 1999. Néanmoins, l'exploitant de KKG dispose de permis d'exécution conformes à la dernière version de cette directive HSK-R-14 pour tous les colis de déchets actuellement produits.

L'exploitant de KKG entrepose de manière appropriée dans des locaux de la zone contrôlée les déchets radioactifs bruts rassemblés en vue de leur traitement ultérieur. Il stocke régulièrement les colis de déchets conditionnés dans son entrepôt.

3.7 Impression générale dans l'optique de la DSN

Dans la perspective tant de la sécurité nucléaire que de la radioprotection, la DSN qualifie de bon l'état de l'installation, de même que la conduite de l'exploitation. Le seul événement qui s'est produit et a dû faire l'objet d'une notification – il s'agit des dommages aux barreaux combustibles causés par les grilles de maintien – n'a eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire. On a entrepris la réalisation de mesures destinées à éviter de tels dommages.

La dose collective annuelle accumulée par le personnel (tant de la centrale que des firmes extérieures engagées dans l'installation) est à nouveau restée à un niveau très bas. De même, les rejets de substances radioactives dans l'environnement sont demeurés très en dessous des valeurs limites admissibles fixées dans l'autorisation d'exploiter. En conséquence, les doses d'irradiation de la population restent insignifiantes.

4. Centrale nucléaire de Leibstadt



Hotte de transport pour assemblages combustibles épuisés équipée de sa protection contre la contamination, prête à l'immersion dans le bassin de chargement

Source: centrale nucléaire de Leibstadt

4.1 Exploitation: compte rendu et résultats.

La centrale nucléaire de Leibstadt (KKL), en service commercial depuis 1984, est équipée d'un réacteur à eau bouillante permettant d'atteindre une puissance électrique nette de 1'030 MWe. D'autres indications figurent aux tableaux A1 et B4 en appendice; la figure B2 représente le schéma de fonctionnement d'une centrale équipée d'un réacteur à eau bouillante.

Dans sa treizième année d'exploitation, KKL a atteint un coefficient de production de 86.2 % en termes d'énergie et une disponibilité de 89.8 % en termes de temps. L'arrêt de révision et de renouvellement du combustible a duré 35 jours en 1997. Par ailleurs, à part l'arrêt de

révision, un événement particulier a eu une influence sur coefficient de production: il s'est agi d'un déclenchement automatique de la turbine en juillet provoqué par un actionnement intempestif de son système de surveillance de la température des paliers.

Aucun arrêt automatique du réacteur n'a interrompu le fonctionnement normal de l'installation durant l'année sous revue.

4.2 Sécurité de l'installation

4.2.1 Événements particuliers

L'exploitant a rapporté un événement particulier soumis à notification conformément aux exigences de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications. Cet événement, même s'il

a eu des conséquences sous forme de limitations considérables de l'exploitation, n'a cependant qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire, ce qui a conduit la DSN à l'enregistrer en classe B selon cette directive et à le placer au niveau 1 de l'échelle internationale d'appréciation INES (voir le sous-chapitre 11.7, ainsi que les tableaux A3 et B2).

L'origine de cette notification réside dans la constatation, faite sur les assemblages combustibles, de signes renforcés de corrosion au niveau des entretoises de maintien des barreaux. Cette constatation a conduit à une limitation de l'utilisation de ces assemblages durant le 14^{ème} cycle d'exploitation de KKL: on a ainsi renoncé à réutiliser les assemblages combustibles qui ont fonctionné durant plus de trois cycles dans le cœur du réacteur. L'identification des causes de ce phénomène n'est pas encore terminée (d'autres commentaires à ce sujet figurent au sous-chapitre 4.2.4).

4.2.2 Travaux exécutés lors des arrêts pour le renouvellement du combustible

L'arrêt de révision et de renouvellement du combustible, qui a duré du 28 juillet au 1^{er} septembre, a permis de procéder aux travaux habituels tels que le renouvellement des assemblages combustibles, les travaux de maintenance, les examens périodiques de composants, les modifications de l'installation, les inspections et les tests de fonctionnement de systèmes et de composants.

Les examens périodiques non destructifs de composants mécaniques se sont étendus en particulier, en ce qui concerne le réacteur, aux cordons de soudure des quatre manchons de raccordement à la cuve du réacteur des conduites de vapeur vive et aux cordons de ces conduites elles-mêmes examinés à l'aide des ultrasons, aux cinq manchons de traversée de l'instrumentation du cœur examinés, eux, par une technique combinant les ultrasons et les courants de Foucault, ainsi qu'à l'inspection visuelle, à l'aide de caméras de télévision sous-marines, tant de l'intérieur de la cuve que des structures qui s'y trouvent.

En ce qui concerne le circuit caloporteur primaire, on a examiné aux ultrasons, toujours manuellement, les composants des systèmes de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle, du système d'alimentation de secours en eau et du système de vapeur vive.

Les mesures d'épaisseur de parois de tuyauteries, auxquelles on procède dans le cadre du programme relatif à l'évaluation des points faibles liés aux phénomènes combinés de corrosion et d'érosion associés à l'écoulement des fluides, ont été poursuivies, avant tout dans la

partie secondaire de l'installation. Durant l'arrêt de révision de 1997, on a complété le programme d'inspections habituel (examens visuels et au moyen des ultrasons) par des examens aux rayons X sur des conduites de petit calibre.

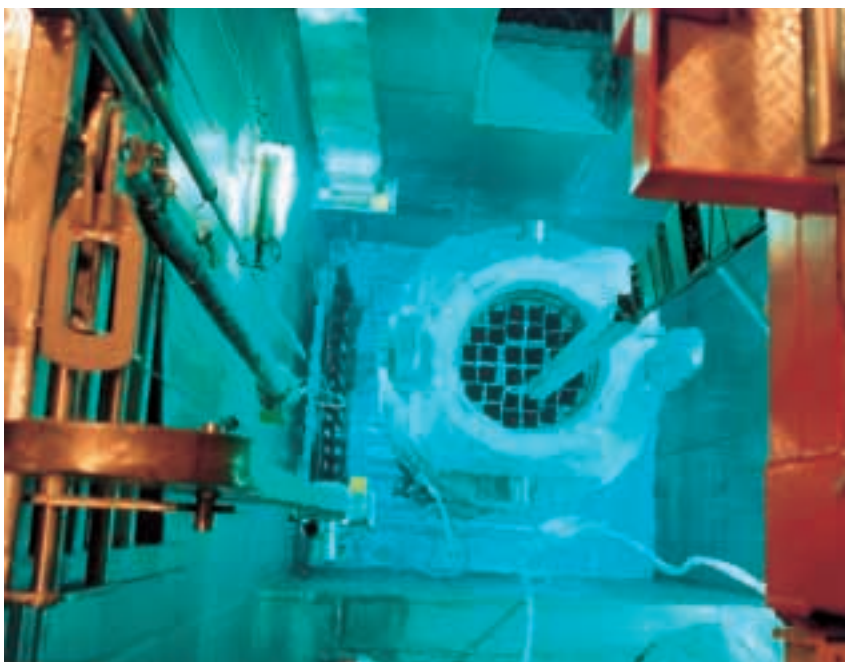
Au cours des travaux de maintenance, ainsi que lors des examens et des inspections, on n'a détecté aucun défaut qui aurait pu influencer la sécurité de l'installation. Les tests d'étanchéité sur les dispositifs de fermeture des tuyauteries traversant la paroi de l'enceinte de confinement (isolation du confinement primaire) ont démontré que le confinement satisfaisait les exigences d'étanchéité. Les travaux de mise au point sur les nouvelles soupapes de retenue équipées d'amortisseurs de coups de bélier installées sur les conduites d'eau alimentaire ont permis d'éliminer les inétanchéités constatées en 1996, satisfaisant ainsi une exigence de la DSN (voir aussi le sous-chapitre 11.8).

4.2.3 Modifications apportées à l'installation

Durant l'année sous revue, il n'y a pas eu de modifications majeures ou de grande envergure à KKL. Il est cependant intéressant de mentionner les travaux suivants:

- On a rééquipé le premier des deux trains de l'extraction de secours de la ventilation en y installant des filtres de retenue des aérosols qui sont capables de résister à la pression. Leur stabilité et leur résistance sous charge, ainsi que la sécurité de leur fonctionnement, sont ainsi assurées aussi en situation de dérangement grave.
- On a assuré la continuation de la campagne, commencée en 1995, ayant pour objet le remplacement des pièces dites «en T»¹ des unités de contrôle-commande hydrauliques des dispositifs d'entraînement (eux aussi hydrauliques) des barres de commande par des pièces d'une construction améliorée dans le but de prévenir l'apparition de fissures de fatigue induites par les vibrations. On prévoit d'équiper la totalité de ces 149 unités de contrôle-commande de nouvelles pièces en T à un rythme d'environ 15 remplacements par année.
- Dans la partie secondaire de la centrale et en relation avec la requête concernant l'augmentation de la puissance du réacteur, l'exploitant a remplacé la roue à aubes du second étage de l'une des pompes principales de condensat par une roue de plus grande dimension et caractérisée par une meilleure géométrie de l'aubage.

¹ Note du traducteur: il s'agit d'embranchements de conduites tubulaires en forme de T.



Chargement des assemblages combustibles épuisés dans la hotte de transport (bâtiment de stockage des assemblages combustibles)

Source: centrale nucléaire de Leibstadt

- On a modifié l'installation de purification du condensat de façon telle que, malgré la nécessité de la rétention d'une plus grande quantité de fer, on a pu diminuer le nombre d'éléments à résine filtrante à éliminer après usage.

4.2.4 Combustible et barres de commande

Au vue de l'accroissement de la radioactivité de l'eau du réacteur et des effluents gazeux durant le 13^{ème} cycle d'exploitation (1996/97), on a dû conclure à l'apparition de dommages sur un ou plusieurs assemblages combustibles. Les investigations entreprises durant l'arrêt programmé de révision sur les 648 assemblages combustibles à l'aide du test d'étanchéité par ressuage (sipping) ont permis d'identifier sept assemblages défectueux. Pour trois d'entre eux, il est apparu que la cause primaire de défectuosité était une usure anormale causée par le frottement d'un corps étranger. Pour les quatre assemblages restants, l'investigation de la cause de la défectuosité est encore en cours.

En raison de la constatation d'une augmentation de la concentration de bore dans l'eau du réacteur pendant le 13^{ème} cycle, on a dû supposer une élution du matériau d'absorption (carbure de bore) hors d'une barre défectueuse. Durant l'arrêt de révision, on a remplacé quatre barres de commande, dont celle trouvée défectueuse, par des barres de commande neuves.

Au printemps 1997, des spécialistes du PSI ont procédé à des examens destructifs sur des barreaux combustibles au laboratoire chaud de cet Institut. Ces barreaux avaient été retirés en 1996 de divers assemblages du type d'arrangement à 10x10 barreaux ayant subi cinq cycles

d'utilisation dans le cœur. On a constaté, à la hauteur des grilles de maintien des barreaux (entretoises) dans la partie inférieure des assemblages combustibles, la présence d'une corrosion locale très importante des tubes de gainage. En raison du dépassement de certaines valeurs spécifiées lors de la conception et du dimensionnement, ainsi que de la possibilité de perdre l'intégrité du gainage d'un grand nombre de barreaux au cours du cycle 1996/97, la DSN a classé l'apparition de cette corrosion locale très prononcée comme événement de niveau 1 selon l'échelle INES. A cause de ces problèmes de gainage, dont on ne connaissait pas encore, en été 1997, les causes et les facteurs qui y ont une influence, il était devenu évident qu'une condition de l'avis d'expertise de la DSN concernant l'augmentation de puissance du réacteur de KKL n'était pas satisfaite. Pour cette raison, même dans le cas où le Conseil fédéral eût octroyé l'autorisation d'augmenter la puissance du réacteur de KKL, la DSN n'aurait pas été en mesure d'accorder le permis d'exécution pour le 14^{ème} cycle d'exploitation avec une puissance de 106 %. Le DETEC (anciennement DFTCE), ayant pris connaissance de cette situation, a décidé de ne pas soumettre au Conseil fédéral la requête pour l'autorisation de l'augmentation de puissance de KKL tant que les causes de cette corrosion n'auront pas été identifiées ou, à tout le moins, tant que des mesures correctives adéquates n'auront pas été prises pour éliminer ce problème.

Les investigations effectuées jusqu'à présent au sujet de l'importante corrosion locale des tubes de gainage ont montré que le fait que la teneur en fer de l'eau du réacteur, qui, tem-

porairement, a pu se trouver fortement diminuée par comparaison avec la teneur en zinc, avait eu une influence prédominante. À la suite de recommandations du fournisseur des assemblages combustibles, l'exploitant a modifié les paramètres correspondant de la chimie de l'eau du réacteur.

Lors de la définition de la charge du cœur en vue du 14^{ème} cycle de fonctionnement (1997/98), il a été décidé de limiter à quatre cycles la durée d'utilisation des assemblages combustibles appartenants au type d'arrangement à 10x10 barreaux sujets à une corrosion locale importante du gainage. Grâce à un grand nombre de mesures effectuées pendant l'arrêt de révision, on a démontré que la corrosion locale du gainage pendant le 14^{ème} cycle de fonctionnement restera limité pour ces assemblages combustibles et que les exigences de sécurité relatives aux assemblages combustibles sont de ce fait satisfaites. En outre, on a décidé de diminuer la charge thermique admissible de ceux des assemblages combustibles qui sont dans leur 4^{ème} cycle d'utilisation.

Durant l'arrêt de révision, on a remplacé 112 des 648 assemblages combustibles par des assemblages neufs. En outre, à cause du problème de corrosion, on a substitué aux 184 assemblages combustibles qui appartiennent tous au type d'arrangement à 10x10 barreaux et qui avaient été utilisés pendant 4 ou 5 cycles des assemblages du type d'arrangement à 8x8 barreaux, qui avaient été utilisés antérieurement et qui présentaient un taux de combustion adéquat.

Sur la base des résultats d'un grand nombre de mesures et compte tenu des restrictions imposées à l'utilisation des assemblages combustibles, la DSN a pu octroyer le permis d'exécution pour le démarrage et l'exploitation durant le 14^{ème} cycle.

On a poursuivi la mise à l'épreuve de filtres pour la retenue de corps étrangers qui sont la cause principale de dommages aux assemblages combustibles causés par frottement. Dans le cœur du réacteur, 16 assemblages combustibles sont actuellement équipés de différents types de filtres.

Le 14^{ème} cycle de fonctionnement, qui a débuté avec un cœur exempt de défauts, est marqué depuis octobre 1997 par des indications typiques d'une défectuosité dans un assemblage combustible.

La campagne de transfert d'assemblages combustibles épuisés vers l'usine de retraitement exécutée durant l'année sous revue a porté sur deux transports de 32 assemblages chacun.

4.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS)

Les améliorations que l'exploitant de KKL devait apporter à son étude probabiliste de sécurité (sigle français: EPS; sigle allemand et anglais: PSA) de niveau 1 en ce qui concerne les accidents déclenchés par des événements extérieurs comme les tremblements de terre, les inondations, les incendies, etc. pour satisfaire les exigences que la DSN avait formulées dans son avis d'expertise relatif à la requête concernant l'augmentation de puissance de KKL ont été remises à l'autorité de surveillance pour examen à la fin de l'année 1996. Pour la vérification de cette partie de l'EPS, la DSN a effectué durant l'année sous revue une inspection de la centrale d'une durée d'une semaine.

Quant aux résultats de l'EPS de niveau 2, aussi exigée par la DSN dans son avis d'expertise, l'exploitant de KKL les a remis à l'autorité de surveillance au milieu de l'année sous revue.

L'étude probabiliste de sécurité pour les phases de mise à l'arrêt, d'arrêt (entre autres pour la maintenance) et de redémarrage du réacteur est encore en cours d'élaboration à la centrale nucléaire de Leibstadt. En outre, l'exploitant a présenté à la DSN un projet de mise en oeuvre d'une «EPS permanente» («living PSA») de KKL. Elle devrait permettre à l'avenir d'évaluer d'un point de vue probabiliste le fonctionnement et, au fur et à mesure de leur occurrence, les modifications apportées à l'installation ainsi que les différents événements qui s'y produisent.

4.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)

L'exploitant a poursuivi l'application du programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV) dans le domaine de la mécanique et des machines par l'établissement et la remise à la DSN pour examen la documentation exigée par le PSV concernant le système d'approvisionnement en eau alimentaire.

Dans le domaine de l'électrotechnique, l'exploitant a établi le PSV pour les plus importants des composants électrotechniques placées dans l'enceinte de confinement (moteurs d'actionnement de la robinetterie, câbles électriques, vannes magnétiques, etc.). Les résultats déjà obtenus ont conduit à la décision de remplacer tous les transducteurs de pression de deux types particuliers.

En ce qui concerne les structures de génie civil, l'exploitant a remis à la DSN pour examen la documentation selon le PSV pour le bâtiment du réacteur et quelques bâtiments auxiliaires. L'étendue des examens y est spécifiée en détail. Durant l'année sous revue, l'exploitant a commencé à documenter les résultats d'ins-

pection de référence conduites antérieurement de façon à répondre au format prévu par le PSV.

Les résultats des investigations conduites jusqu'à présent dans le cadre du PSV n'ont mis en évidence aucune lacune dans les programmes de maintenance et d'exams périodiques. En ce qui concerne les composants importants pour la sécurité et difficilement remplaçables, on n'a identifié aucun nouveau mécanisme ou effet de vieillissement qui pourrait laisser craindre à moyen terme une altération majeure de leurs caractéristiques tant d'exploitation que de sécurité.

4.3 Protection contre les radiations

4.3.1 Protection du personnel

Lors de l'exploitation et de l'entretien de KKL, on a enregistré en 1997 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-contre (valeurs de 1996 entre parenthèses):

Actions	personne-Sv
Arrêt programmé	0.83 (1.53)
Marche en puissance	0.46 (0.45)
Dose collective annuelle	1.29 (1.98)

Tant la dose collective accumulée durant l'arrêt de maintenance que la dose collective annuelle totale reflètent les valeurs pronostiquées. Par le fait que, durant l'année sous revue, on a procédé seulement à des travaux de maintenance de routine, la valeur de la dose collective accumulée durant l'arrêt se monte à peu près à la moitié de celle pour 1996. La dose collective annuelle totale reste ainsi nettement en-dessous de la valeur directrice de 4 personne-Sv fixée par la DSN.

On a établi, pour les travaux à KKL impliquant une exposition aux rayonnements, une planification détaillée du point de vue de la radioprotection; à ce sujet, il convient de mentionner en particulier les activités ou les objets suivants:

- examens périodiques relevant de l'inspection en service des manchons de raccordement à la cuve du réacteur des conduites de vapeur vive;
- maintenance d'éléments de robinetterie et d'un échangeur de chaleur dans le «drywell»¹;
- rénovation des filtres de l'installation de purification du condensat (eau alimentaire) (KRA);

¹ drywell: caisson entourant la cuve du réacteur et constituant une chambre de pression de l'enceinte de confinement.

- rénovation et révision d'entraînements motorisés de la robinetterie;
- mise en place des écrans temporaires contre le rayonnement.

La situation radiologique dans l'installation est restée pratiquement la même que celle de l'année précédente. En raison des défauts de gainage apparus dans les assemblages combustibles au cours des cycles précédents et de leurs conséquences radiologiques à long terme, notamment les contaminations par des émetteurs α , il fallait s'attendre à une situation comparable à celle vécue durant les travaux de révision de 1994 à 1996. C'est la raison pour laquelle on a mis en place et exécuté, à nouveau, le même programme de mesure du rayonnement α , lequel avait fait ses preuves au cours des années précédentes. On a aussi établi que la radiotoxicité du mélange de radionucléides était plus faible qu'antérieurement.

Les mesures systématiques d'incorporations faites (aux fins de triage) sur 1157 personnes ayant travaillé à KKL avant et après leur séjour dans l'installation à l'aide du moniteur d'incorporation n'ont mis en évidence aucun cas d'incorporation β/γ . En se basant sur les résultats de la détermination du rapport γ/α des rayonnements à la surface de divers composants, on peut en conclure qu'il n'y a pas eu non plus d'incorporations significatives d'émetteurs α .

Le débit de dose moyen sur les conduites de recirculation s'est monté à 2.1 mSv/h durant l'arrêt 1997, valeur qui est légèrement plus élevée qu'en 1996 (1.82 mSv/h). Quant aux débits de dose mesurés en divers points de l'intérieur de la cuve du réacteur (paroi intérieure et certaines structures internes de celle-ci) et observés depuis de nombreuses années, on constate en 1997 qu'ils restent constants ou que, au plus, ils manifestent une légère tendance à la hausse.

On a placé des écrans temporaires sous forme de nattes de plomb et de sacs à eau remplis (au total 60 tonnes, soit 50 tonnes de plomb et 10 tonnes d'eau) devant de nombreuses sources de radiations dans le «drywell» pour améliorer la situation radiologique durant l'arrêt programmé de révision et de renouvellement du combustible. La dose accumulée par le personnel qui a placé ces écrans se monte à 37.5 personne-mSv, valeur à laquelle correspond une dose collective effectivement «économisée» que l'on peut globalement estimer à une valeur de l'ordre de 1000 personne-mSv.

Il ne s'est produit en 1997 aucun événement radiologique qui aurait nécessité une notification et un enregistrement au sens de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications. En ce qui concerne les doses individuelles an-

nuelles, elles sont restées dans les limites imposées. La dose individuelle la plus élevée due au rayonnement externe a atteint, en 1997, 12.8 mSv, alors que la valeur correspondante pour 1996 était de 11 mSv. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10, ainsi qu'aux figures A5 à A10 de l'appendice A.

4.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct

Le tableau A4a de l'appendice A récapitule les valeurs limites admissibles de rejet, les quantités de substances radioactives effectivement rejetées dans l'environnement en 1997, ainsi que les doses annuelles maximales qui en résultent pour les habitants des environs en se basant sur les principes énoncés dans la directive HSK-R-41 de la DSN. Toutes les valeurs mesurées (rejets, etc.) se situent en dessous des valeurs limites admissibles. Le tableau A4b de l'appendice A indique sous forme graphique les rejets de gaz rares et d'iode avec l'air extrait de la ventilation et ceux de tritium et des autres substances radioactives avec les eaux de rejet vers le Rhin pour chacune des cinq dernières années. À KKL au cours de 1997, les rejets de substances radioactives dans l'environnement, à l'exception de ceux de tritium, ont continué à diminuer légèrement.

L'ensemble de ces rejets a été à l'origine, pour les personnes de la population, d'une dose annuelle maximale de 0.001 mSv pour les adultes et de 0.002 mSv pour les enfants en bas âge. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des activités qui, pour les personnes concernées, conduisent à des doses annuelles d'exposition inférieures à la valeur de 0.01 mSv sont, de toute façon, déjà considérées comme justifiées et satisfaisant le devoir d'optimisation. Cela signifie que, dans le cas présent, il n'est pas nécessaire de renforcer encore plus les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs dans l'environnement.

La DSN et la SUeR ont continué durant l'année sous revue leurs mesures trimestrielles de contrôle sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons des eaux de rejet. Les résultats obtenus par les trois laboratoires impliqués, dont celui de KKL, concordent bien.

Les résultats de mesures faites au moyen des sondes de mesure des débits de dose (du réseau MADUK) au voisinage de la centrale nucléaire de Leibstadt n'ont mis en évidence aucune augmentation significative de la dose ambiante au-dessus du niveau du bruit de fond local. Au voisinage immédiat de la centrale, on constate une dose ambiante légèrement supé-

rieure due au rayonnement direct et au rayonnement diffusé provenant de la halle des machines durant le fonctionnement en puissance. La DSN a procédé à des mesures trimestrielles de débits de dose ambiante faites le long de la clôture entourant le site de KKL. Durant l'année sous revue, la valeur de 5 mSv par année pour la limite admissible d'immission, imposée par le paragraphe 3 de l'article 102 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection, et la valeur directrice de 0.1 mSv par semaine pour la dose ambiante due au rayonnement direct fixée dans la directive HSK-R-11 ont été respectées.

4.4 Personnel et organisation

4.4.1 Personnel et formation professionnelle

En 1997, quatre candidats ont obtenu leur licence d'opérateur de réacteur de niveau A sur la base des examens qu'ils ont réussis. Par ailleurs, huit anciens participants à des cours antérieurs de l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI donnés à l'époque où le titre de «technicien de centrale nucléaire ET» n'existait pas encore ont mis à profit la possibilité de rafraîchir leur formation antérieure et de la faire reconnaître pour obtenir ce titre. L'effectif total du personnel au bénéfice d'une licence est indiqué au tableau A2 de l'appendice A.

Toutes les équipes de quart ont pratiqué un intense entraînement dans le simulateur de KKL. Elles se sont avant tout exercées à la mise à l'arrêt de la centrale à partir des divers postes de commande de secours. Grâce à la haute fidélité de ce simulateur qui modélise aussi ces postes de commande de secours, il est possible de conduire ces exercices dans un cadre extrêmement proche de la réalité. Tous les ingénieurs du service de piquet ont pris part à un cours de répétition axé essentiellement sur les prescriptions pour situations de crise. L'exploitant de KKL a en outre organisé d'autres cours spéciaux en simulateur à l'intention de l'état-major de conduite en situation de crise, d'une part, et des opérateurs A qui ont récemment reçu leur licence, d'autre part.

L'École d'opérateurs de réacteurs du PSI a organisé des cours de répétition de trois jours sur les fondements de l'électrotechnique à l'intention de tout le personnel de quart porteur de licence. Quant aux ingénieurs du service de piquet et aux chefs de quart, ils ont suivi le cours «Technologie nucléaire et conduite de l'exploitation d'une centrale nucléaire». Enfin, l'état-major de crise a participé, dans le cadre d'un cours sur la sécurité nucléaire, à la formation dans le domaine de l'organisation d'urgence et dans celui des méthodes de travail

d'un état-major. Par ailleurs, cinq membres du personnel de la radioprotection de KKL ont suivi à l'école de radioprotection du PSI le cours de répétition pour contrôleurs et chefs-contrôleurs à la radioprotection.

Comme ce fut le cas l'année précédente, l'exploitant de KKL a fait suivre en 1997 à ceux des membres de son personnel chargé de superviser le personnel externe durant l'arrêt de révision une formation spéciale de conduite de ce personnel. De plus, environ 170 membres du personnel de KKL ont suivi, dans le cadre de leur préparation aux travaux à exécuter durant la révision, une formation spéciale dans le domaine de la prévention des accidents professionnels et de la protection contre l'incendie. On a aussi donné à quelque 700 personnes venant d'entreprises externes une instruction dans ce sens directement avant leur engagement dans l'installation.

Un grand nombre d'autres cours organisés dans tous les départements de KKL ont permis aux membres du personnel de diverses disciplines de maintenir leurs connaissances spécialisées et de les adapter à l'état de la science et de la technique, d'acquérir des capacités pratiques, d'échanger leurs expériences et de développer leur personnalité. Il convient de mentionner en particulier le cours destiné au thème «EPS permanente (Living PSA)», la délégation de deux contrôleurs à la radioprotection de KKL pour participer aux travaux durant l'arrêt de révision de KKG, ainsi que les cours de lutte contre l'incendie dans des conditions proches de la réalité.

4.4.2 Organisation et conduite de l'exploitation

Durant l'année sous revue, aucune modification n'a été apportée à l'organisation d'exploitation de KKL.

L'exploitant de KKL s'est acquis les services de quelques personnes venant de firmes externes en se les attachant par un contrat de travail en bonne et due forme dans le but de promouvoir et de maintenir à KKL même des connaissances spécialisées dans des domaines particuliers. L'effectif total du personnel de KKL comptait à la fin de l'année passée en revue 406 personnes (407 en 1996).

Le projet «Gestion de la qualité» à KKL a vu l'achèvement de sa réalisation durant l'année sous revue. L'exploitant de KKL est cependant conscient que la gestion de la qualité est un processus permanent et que le système d'assurance de la qualité doit constamment faire l'objet d'adaptations dictées par l'évolution des circonstances.

On a poursuivi en 1997 les activités concourant à la promotion de la culture de sécurité à

KKL: l'exploitant a institué la fonction de coordinateur de ces activités. Il convient de mentionner encore la formation dispensée au sein du département «exploitation» au sujet du thème des «presque événements» (near misses), celle du département de la mécanique et des machines visant une amélioration de l'acceptance lors de la réalisation des mesures destinées à la promotion de la culture de sécurité, ainsi que, pour tout le personnel, une information destinée à rendre clairs et évidents les problèmes inhérents à la culture de sécurité en les illustrant par des exemples et des scènes de la vie de tous les jours.

4.5 État de préparation aux situations d'urgence

Le personnel de KKL a joué en 1997 un exercice interne d'urgence destiné à l'entraînement du personnel exploitant et de l'état-major de crise, exercice dont la DSN a observé le déroulement. Le scénario de cet exercice «MURPHY» reposait sur l'hypothèse de la situation suivante: la centrale fonctionnait normalement à puissance nominale et, parallèlement, on procédait à des travaux de maintenance sur un train de l'alimentation électrique, lequel était donc momentanément hors service, ce qui impliquait que quelques systèmes redondants du refroidissement de secours du cœur et de l'évacuation de la puissance résiduelle n'étaient pas disponibles. Par ailleurs, on savait qu'une fuite s'était manifestée depuis quelques jours dans le tunnel de vapeur¹ et que le personnel de l'équipe de quart évacuait périodiquement l'eau qui en résultait dans un puisard. Le scénario supposait encore que lors de l'une de ces actions, après l'ouverture de la vanne de vidange, l'opérateur avait été gravement blessé et rendu incapable d'agir. Simultanément, une brusque augmentation de la fuite dans le tunnel avait provoqué une fermeture automatique de la soupape d'isolation de la vapeur vive et un arrêt automatique du réacteur, ainsi que l'expulsion du panneau de décompression vers la halle des machines, ce qui avait aussi entraîné, parmi d'autres conséquences, un relâchement d'activité dans cette halle et une légère augmentation du rejet d'effluents gazeux à la cheminée d'extraction de la ventilation et, par suite, dans l'environnement.

Les objectifs de cet exercice étaient en particulier la maîtrise tactique et technique de l'événement, le sauvetage du blessé, les pre-

¹ tunnel de vapeur: structure fermée reliant le bâtiment du réacteur à la halle des machines par laquelle passent les conduites d'eau alimentaire et de vapeur vive.

miers soins à lui administrer, la préparation de son transfert à l'hôpital par la garde aérienne de sauvetage et, enfin, l'information rapide et claire des autorités compétentes et de la population.

La DSN est de l'avis que l'organisation d'urgence de KKL a fourni une prestation convaincante et qu'elle a atteint les objectifs proposés. La DSN estime en outre que, dans une situation réelle, cette organisation d'urgence est parfaitement capable de faire face à un événement de ce genre. Il est ainsi apparu que les efforts importants et conséquents de la direction de KKL dans le domaine de la formation du personnel en vue de faire face aux situations de crise ont porté leurs fruits.

4.6 Déchets radioactifs

Pendant l'année sous revue, les quantités de déchets radioactifs bruts produits sont restées du même ordre de grandeur que lors des années précédentes (voir tableau A11). L'exploitant de KKL a conditionné ensemble des résines échangeuses d'ions usées et des concentrats par enrobage dans du ciment conformément au permis d'exécution octroyé par la DSN. Par ailleurs, il a transféré au PSI des déchets radioactifs mixtes en vue de leur traitement: les déchets combustibles ont été incinérés et les résidus de combustion conditionnés par immobilisation dans du ciment. L'exploitant de KKL a repris sur son site les colis de déchets issus de ces opérations de conditionnement.

Pour des raisons de flexibilité et pour éviter une accumulation de concentrats, KKL a soumis à la DSN une spécification provisoire concernant un type de colis de déchets ne contenant que des concentrats. La CEDRA a contrôlé et attesté l'aptitude au stockage final de ce type de colis. La DSN a l'intention d'octroyer, au début 1998, un permis d'exécution pour la production d'un nombre limité de colis qui serviront d'objets de test dans le cadre des examens d'homologation de ce type de colis. Les types de colis de KKL sont en majeure partie couverts par des permis d'exécution conformes à la dernière version de la directive HSK-R-14 de la DSN. Le permis d'exécution concernant les résidus d'incinération (cendres) et les filtres métalliques (d'épuration des gaz de combustion immobilisés dans du ciment au PSI devrait être actualisé dans le courant de 1998.

Divers déchets bruts non-conditionnés sont stockés de manière appropriée dans des locaux de la zone contrôlée en vue d'un traitement ultérieur. L'apport de colis de déchets radioac-

tifs conditionnés, notamment de ceux contenant à la fois des résines et des concentrats immobilisés dans du ciment, dans l'entrepôt de KKL destiné à les recevoir s'est déroulé régulièrement.

4.7 Impression générale dans l'optique de la DSN

Dans la perspective tant de la sécurité nucléaire que de la radioprotection, la DSN qualifie de bon l'état de l'installation, de même que la conduite de l'exploitation. Le seul événement qui a dû faire l'objet d'une notification et que l'on a placé au niveau 1 de l'échelle INES – il s'agit des corrosions étendues apparues sur les tubes de gainage des barreaux combustibles – n'a eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire, mais il a été à l'origine de limitations d'exploitation et d'autres mesures pour y remédier.

Quant à la dose collective annuelle accumulée par le personnel (tant de la centrale que des firmes extérieures engagées dans l'installation), on constate que, grâce aux mesures de prévention prises, elle est à nouveau restée à un niveau très bas pour un réacteur à eau bouillante. De même, les rejets de substances radioactives dans l'environnement sont demeurés très en dessous des valeurs limites admissibles fixées dans l'autorisation d'exploiter. En conséquence, les doses d'irradiation de la population restent insignifiantes.

5. Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen



Fers d'armature avant le bétonnage de la dalle de toiture renforcée d'un bâtiment de l'Entrepôt central pour déchets radioactifs (Würenlingen)

Source: ZWILAG, Baden

5.1 Surveillance de la construction

Le Conseil Fédéral a octroyé en date du 21 août 1996 à la Société anonyme pour l'entreposage de déchets radioactifs à Würenlingen («Zwischenlager Würenlingen AG» ZWILAG) l'autorisation de construire et d'exploiter des halles d'entreposage pour déchets radioactifs (y compris les installations auxiliaires y afférentes) ainsi que de construire une installation de conditionnement de déchets et une installation d'incinération et de fusion de déchets à Würenlingen. La construction de ces installations – globalement désignées par le sigle ZZL (entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen) – est soumise à la surveillance de la DSN.

Dans le cadre de son activité de surveillance, la DSN a contrôlé de nombreux documents (plans, analyses, calculs de dimensionnement, spécifications de systèmes et de composants, etc.). Dans les cas où elle l'a estimé nécessaire, elle a exigé des compléments d'information, des modifications et des corrections. Lorsque ces documents correspondaient aux exigences de la technique et que les conditions de l'autorisation étaient remplies, elle a accordé les permis d'exécution requis. Dès le début des travaux de construction, la DSN et ses mandataires ont régulièrement inspecté le chantier.

En 1997, les travaux de construction ont progressé conformément au calendrier établi et sans subir de retard. Selon la planification de la ZWILAG, les diverses installations du site devraient être mises en service une à une dans la période 1999–2000.

5.2 Préparatifs en vue de l'octroi de l'autorisation d'exploiter

Le Conseil Fédéral n'a encore autorisé l'exploitation ni de l'installation de conditionnement ni de l'installation d'incinération et de fusion. La ZWILAG a introduit la requête relative à l'autorisation de cette exploitation le 15 décembre 1997. A titre de préparation à cette procédure d'autorisation, la DSN a, d'une part, défini, en accord avec la CSA, les exigences des autorités quant à l'ampleur et au degré de détail de la documentation technique à soumettre avec la requête. D'autre part, la DSN et la CSA ont pris connaissance de la table des matières proposée par la ZWILAG pour son rapport de sécurité et ont donné leur commentaires à ce propos. De cette manière, il a été possible de définir les bases devant permettre de mener à bien, efficacement et dans les délais prévus, l'évaluation nécessaire et la rédaction de l'avis d'expertise.



Consultation des plans devant les fers d'armature avant le bétonnage d'un mur renforcé d'un bâtiment de l'Entrepôt central pour déchets radioactifs (Würenlingen)

Source: ZWILAG, Baden

5.3 Déchets radioactifs provenant du retraitement

Du combustible usé en provenance des centrales nucléaires suisses est retraité régulièrement à La Hague (France) par l'entreprise COGEMA. Les rapports de cette dernière relatifs à ce retraitement indiquent qu'en 1997 – comme pour les années précédentes – la quantité de déchets produite a été plus faible que ce à quoi l'on aurait pu s'attendre d'après les spécifications. L'autre usine de retraitement disponible est celle de l'entreprise BNFL à Sellafield (Angleterre), qui est en service depuis 1995. Cependant aucun combustible en provenance de Suisse n'y a encore été retraité.

Les déchets provenant du retraitement des assemblages combustibles utilisés par les centrales nucléaires suisses doivent être repris en Suisse. Des déchets hautement radioactifs vitrifiés issus du retraitement chez COGEMA sont déjà prêts pour une telle reprise. Ils ne pourront cependant être importés en Suisse que lorsqu'un entrepôt adéquat sera disponible. C'est dans ce but que l'on construit les halles d'entreposage du ZZL et du ZWIBEZ. Par ailleurs, il faut satisfaire les conditions et obligations énoncées dans les décisions relatives aux requêtes d'évaluation préliminaire et mettre à disposition des conteneurs de transport et d'entreposage appropriés.

5.4 Acquisition de conteneurs de transport et de stockage

L'entreposage d'assemblages combustibles usés et de déchets vitrifiés, tel qu'il est autorisé, est basé sur le concept que ces déchets sont enfermés dans des conteneurs (ou hottes ou châteaux) de transport et d'entreposage (conteneurs TE) massifs, qui seront transférés des centrales nucléaires ou des installations de retraitement au ZZL et placés dans la halle d'entreposage (dite HAA/BE) construite à cet effet. Les conteneurs TE doivent, selon l'autorisation du Conseil Fédéral du 21 août 1996, satisfaire aux exigences que la DSN a formulées dans son avis d'expertise. Les sociétaires de la ZWILAG ont commencé à se fournir en conteneurs de ce type en 1996. La DSN a jusqu'ici approuvé le choix de deux types de conteneurs TE, l'un pour assemblages combustibles et l'autre pour déchets vitrifiés provenant du retraitement. En 1997, elle a suivi le dimensionnement, l'élaboration des plans et les premières étapes de la fabrication de conteneurs TE pour assemblages combustibles. Dans le cadre de cette activité, elle a assisté à des essais de chutes et d'impacts de missiles sur des modèles de conteneurs et s'est assurée de la justesse de l'évaluation des résultats.

6. Institut Paul-Scherrer (PSI)



Descente de la cuve du modérateur dans la structure principale de la source de neutrons par spallation (SINQ) encore en construction en 1997 au PSI

Source: PSI, Villigen

6.1 L'Institut Paul-Scherrer (PSI), à Villigen et Würenlingen

L'Institut Paul-Scherrer (PSI) est un institut de recherches multidisciplinaires en sciences de la nature et de l'ingénieur dans les domaines de la physique des particules élémentaires, des diverses disciplines de la biologie, de la physique des solides, de la technologie des matériaux, de la recherche concernant les énergies nucléaire et non-nucléaire, ainsi que de la recherche en matière d'environnement en liaison avec l'énergie. L'Institut Paul-Scherrer est constitué de ses deux sites: l'un dit «Est» (sur le territoire de la commune de Würenlingen) et l'autre «Ouest» (sur le territoire de la commune de Villigen), qui sont reliés par un pont enjambant l'Aar. La haute surveillance de la DSN s'étend aux six installations nucléaires soumises à la loi fédérale sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique sur le site «Est», ainsi qu'à toutes les autres installations des deux sites pour autant qu'elles présentent des aspects de radioprotection au sens de la législation concer-

nant la protection contre les rayonnements ionisants.

En plus des divers laboratoires et des installations d'accélération de particules, avec en particulier la source de neutrons par spallation SINQ que l'on a pu mettre en service normal, ce sont le réacteur à puissance nulle PROTEUS, le «Laboratoire chaud», les travaux de démantèlement des restes du réacteur de recherche DIORIT désaffecté, le réacteur-piscine SAPHIR, dont le PSI a cessé l'exploitation depuis 1994, ainsi que le secteur «Gestion des déchets radioactifs» comprenant en particulier l'Entrepôt fédéral de déchets radioactifs (BZL) qui ont fait l'objet de la surveillance de la DSN. Le PSI a pu suffisamment faire progresser son nouveau projet majeur d'une source de lumière synchrotron pour être à même d'achever l'établissement du rapport de sécurité et de le joindre à l'appui de sa requête introduite auprès de la DSN en vue de l'octroi de l'autorisation de construire et d'exploiter. En ce qui concerne les autres installations utilisées pour les applications médicales des radiations, la DSN en a assuré la surveillance conjointement avec l'Of-

fice fédéral de la santé publique (OFSP): ces deux autorités ont accordé des autorisations coordonnées pour l'utilisation de l'installation de thérapie au moyen de protons. Conformément à la loi fédérale sur la radioprotection, la DSN est autorité de surveillance pour les installations du domaine «Radiopharmacie».

6.2 Réacteurs de recherche

6.2.1 PROTEUS

Le réacteur de recherche PROTEUS, qui est une installation nucléaire à puissance nulle, n'a pas fonctionné en 1997: c'est ainsi la première fois depuis très longtemps qu'aucun réacteur nucléaire n'a été rendu critique et exploité durant toute une année sur le site de Würenlingen. On a déchargé le cœur de PROTEUS, simulant celui d'un réacteur à haute température (expérience HTR-PROTEUS); on a ensuite entrepris les travaux de transformation nécessaires pour y installer l'expérience «PROTEUS en réacteur à eau légère (LWR-PROTEUS)».

On a prolongé en 1997 la participation de l'installation PROTEUS au projet de l'AIEA «Remote Monitoring System» qui a pour objectif la transmission, à Vienne et par satellite, de l'image de l'intérieur du dépôt de combustible nucléaire aux fins du contrôle à distance des matières fissiles (non-prolifération) par des organisations internationales.

En 1997, onze personnes, dont trois porteurs de licence attachés à l'installation PROTEUS, ont accumulé une dose collective de 4.2 personne-mSv au cours de leurs activités dans cette installation. Durant l'année sous revue, l'exploitation de l'installation n'a pas connu de perturbations ni de dérangements ou d'événements particuliers soumis au devoir de notification selon la directive HSK-R-25 de la DSN.

6.2.2 SAPHIR

Le réacteur de recherche SAPHIR n'est plus en exploitation et se trouve dans un état d'arrêt permanent. On a définitivement transféré ses éléments combustibles irradiés à Savannah River, aux États-Unis, en vue de leur réutilisation; ils ne sont ainsi plus propriété de la Confédération. Certaines parties du bâtiment du SAPHIR, spécialement aménagées du point de vue de la protection physique, constituent un entrepôt protégé dans lequel divers combustibles nucléaires non irradiés sont encore gardés.

Conformément à l'intention de la Direction du PSI, qui prévoit à terme de procéder au déclassement complet (c'est-à-dire à la mise hors service définitive et au démantèlement) du réacteur de recherche SAPHIR, on a poursuivi

en 1997 divers travaux dans ce sens. À part la surveillance de l'installation à partir du nouveau poste de contrôle mis en place et aménagé en lieu et place de l'ancienne salle de commande, il faut assurer le contrôle efficace de l'entrepôt protégé de combustible nucléaire, lequel a fait l'objet d'un rééquipement conforme aux exigences de la Section technologie nucléaire et sûreté de l'OFEN (NS). Ceci confirme ce qui était déjà évident, c'est-à-dire que le PSI va encore continuer durant plusieurs années à utiliser les structures modifiées de l'installation SAPHIR comme entrepôt de combustible nucléaire. Malgré la diminution de l'effectif du personnel affecté aux activités nucléaires du PSI, il faut garantir qu'un nombre suffisant de personnes qualifiées assurent la surveillance de l'installation mise hors service et du dépôt de combustible nucléaire. Tant que cette installation reste sujette à une autorisation selon le droit nucléaire, ce personnel doit inclure des personnes porteuses d'une licence professionnelle et suffisamment disponibles.

La dose collective accumulée par les trois personnes ayant travaillé dans l'installation SAPHIR au cours de 1997 s'est montée à 1.3 personne-mSv. Durant l'année sous revue, il ne s'y est produit aucun événement soumis au devoir de notification selon la directive HSK-R-25 de la DSN.

6.2.3 DIORIT

Durant l'année sous revue, le PSI a mis en service, dans l'enceinte du bâtiment du DIORIT, l'installation destinée au traitement de l'aluminium en vue de son élimination comprenant un four destiné à la fonte de déchets d'aluminium et un atelier de démontage «actif» (au sens de la radioprotection), le tout constituant un élément de la procédure d'élimination des déchets radioactifs qui résulteront de la phase de démantèlement des composants internes du réacteur DIORIT. En ce qui concerne les opérations de démantèlement de ce qui reste de l'ancien réacteur de recherche, on a procédé au cours de 1997 au démantèlement, au débitage et à la fonte au four (lingotage) de l'ancien écran à eau du réacteur, un composant fait d'aluminium. Par ailleurs, on a pu transférer l'eau lourde, qui constituait à l'époque le modérateur du réacteur et qui est encore légèrement contaminée par des produits d'activation et de fission, à un acquéreur à l'étranger pour réutilisation.

Le bâtiment du DIORIT constitue maintenant une aire de bureaux et d'expérimentation non nucléaire à disposition de 50 personnes appartenant à plusieurs groupes de recherche du PSI. Pour 1997, les travaux de démantèlement de l'installation DIORIT n'ont été à l'origine que

d'une contribution insignifiante à la dose collective accumulée par le personnel concerné du PSI. Durant l'année sous revue, les activités en cours dans l'installation DIORIT n'ont été à l'origine d'aucune perturbation ni d'aucun dérangement ou d'événement particulier soumis au devoir de notification selon la directive HSK-R-25 de la DSN.

6.3 Accélérateurs, guidage du faisceau protonique et aires expérimentales

Durant l'année sous revue, on a pu exploiter les accélérateurs et installations associées du PSI de manière stable et sûre. Du fait que tant l'utilisation de la source de neutrons de spallation que les applications médicales exigent une disponibilité élevée et, autant que possible, exempte d'interruptions du faisceau de protons, le personnel chargé du fonctionnement des accélérateurs s'est efforcé avec succès de minimiser le nombre de telles interruptions. L'injecteur I (à énergie variable) a fonctionné sans perturbation durant environ 5'300 heures au profit des activités expérimentales (spectroscopie nucléaire, radiochimie, recherche sur les matériaux, astrophysique) et des applications médicales (production de radio-isotopes, OPTIS, radiobiologie). L'injecteur II (72 MeV) a, lui, fonctionné durant 5'385 heures et alimenté principalement l'anneau d'accélération et, pour une petite part, la production de radio-isotopes. Quant au cyclotron de 600 MeV, il a fonctionné pendant 5'150 heures durant l'année sous revue et son intensité, établie en moyenne hebdomadaire, s'est élevée jusqu'à 1.42 milliampère de courant protonique. Les pertes du faisceau, qui sont à l'origine du rayonnement diffusé et des activations de matériaux, sont restées relativement limitées compte tenu de l'intensité élevée du courant protonique (courant intégré dans le temps: 6.75 Ah): elles n'ont atteint en 1997 que 1.6 mAh en valeur intégrée, ce qui indique une diminution d'environ un tiers par rapport à la valeur correspondante de l'année précédente. Par la réalisation de mesures appropriées de blindage dans l'installation, on a pu sensiblement diminuer les doses neutroniques dues à son exploitation.

L'exploitation des installations d'accélération, ainsi que les nombreuses expériences réalisées, comme précédemment, par un très grand nombre de groupes de recherche tant internes qu'externes, n'ont été marquées par aucun incident ou événement particulier soumis au devoir de notification.

Les travaux associés aux diverses installations d'accélération du PSI (à l'exception du La-

boratoire de radiopharmacie et des applications médicales) ont été à l'origine, en 1997, d'une dose collective de 52.3 personne-mSv pour les 141 personnes concernées du PSI, tout en notant que quelques-unes d'entre elles avaient en plus des tâches à exécuter en ambiance radiologique dans d'autres secteurs de l'Institut. La dose individuelle la plus élevée que l'on a enregistrée dans ce groupe se monte à 7.37 mSv. Pour les quelques 300 expérimentateurs externes venant de Suisse et de l'étranger, la dose collective accumulée en 1997 s'est montée à 58.7 personne-mSv.



Mise en place de la cuve du modérateur à l'intérieur du blindage (écran biologique) de la source de neutrons par spallation (SINQ) du PSI

Source: PSI, Villigen

6.3.1 Source de neutrons de spallation (SINQ)

Après quelques adaptations des écrans qui sont apparues nécessaires au cours des essais de mise en service de la source de neutrons de spallation, on a passé à son exploitation normale «en puissance» au cours du second semestre de 1997, durant lequel la durée de fonctionnement avec le faisceau protonique a atteint 700 heures. La cible, constituée de barreaux massifs de Zircaloy refroidis par de l'eau lourde, a absorbé au cours de ce fonctionnement un courant protonique intégré dans le temps de 482.5 mAh. Le comportement de l'installation en régime de puissance n'est pas sorti du domaine présumé. On a pu mettre en service sept des dispositifs expérimentaux déjà prêts à fonctionner. Les seules limitations d'exploitation rencontrées durant cette période ont trouvé leur origine dans l'indisponibilité de l'accélérateur de protons, d'une part, et dans celle du personnel d'exploitation, d'autre part. Les dispositifs de protection du personnel et les systèmes de mise à l'arrêt ont fonctionné conformément à leur conception; cependant, en raison d'insuffisances des dispositifs de contrôle-commande (annonces d'alarmes, enregistrement du déroulement des opérations), la DSN a dû exiger la présence permanente de personnel d'exploitation en salle de commande. On a provisoirement admis que les expériences prévues sur la source et dans la

halle des conducteurs de neutrons soient conduites sans les dispositifs limitatifs de protection prévus pour ces conducteurs de neutrons et pour les tubes de guidage du faisceau, mais en s'assurant que le service de radioprotection du PSI exerce une surveillance particulière.

Pour les 33 collaborateurs du PSI affectés à l'exploitation de l'installation SINQ, la dose collective accumulée en 1997 s'est montée à 3.8 personne-mSv; les expérimentateurs du Laboratoire de diffusion neutronique (LNS) ont, quant à eux, accumulé 11.9 personne-mSv. Durant l'année sous revue, les responsables de l'installation SINQ n'ont eu à signaler aucun incident ou événement particulier soumis au devoir de notification.

6.3.2 Installations pour les applications médicales (PET, OPTIS, thérapie par les protons) et radiopharmacie (LRP)

L'Office fédéral de la santé publique (OFSP) et la DSN coordonnent leurs fonctions de surveillance en ce qui concerne les applications médicales de rayonnements au PSI. Tandis que l'OFSP contrôle exclusivement les aspects liés aux applications des sources de rayonnement à l'être humain, la DSN est compétente pour la surveillance de tous les autres aspects de la radioprotection, notamment de la radioprotection opérationnelle.

Les activités de recherche développées dans le cadre du programme PET (Positron Emission Tomography) du PSI se concentrent sur la neurologie. De manière similaire aux années précédentes, on a utilisé sur des êtres humains et sur des animaux comme marqueurs les radio-isotopes F-18, C-11, O-15, Fe-52, I-124 et Br-76. On a construit une installation pneumatique de transfert pour la rapide mise à disposition des préparations de radionucléides, mais on ne l'a pas encore mise en service.

Durant 14 semaines répartie sur toute l'année 1997, on a traité 239 patients humains et un animal souffrant de mélanomes oculaires par la radiothérapie au moyen de protons à l'aide de l'installation OPTIS.

En plus de la détermination de l'efficacité radiobiologique des protons dans la nouvelle installation de thérapie par des protons de 200 MeV, on a traité neuf humains et quatre chiens dans cette installation par la technique dite «spot scanning technique». Les doses thérapeutiques locales appliquées se situent entre 20 et 70 CGE (Cobalt Gray Equivalent).

Les quantités d'activités qui sont traitées et préparées sous forme de radio-isotopes au Laboratoire de radiopharmacie (LRP) ont encore diminué en 1997. On s'est ainsi limité à la production des radio-isotopes destinés aux travaux de recherche internes du PSI ainsi qu'aux

applications on-line sur le site (PET). En ce qui concerne la production de fluor-désoxyglucose, elle n'est plus maintenue que comme réserve de remplacement pour l'Université de Zurich; quant à la production d'yttrium-90, on l'a complètement abandonnée au PSI et, depuis le début de 1997, ce radio-isotope provient de Rossendorf en Allemagne. Il est intéressant de noter un regain de l'utilisation de quantités importantes d'iode-131: l'expérience acquise au cours des années antérieures peut être mise à profit.

La dose collective accumulée en 1997 par le personnel des différentes installations du Laboratoire de radiopharmacie et lors des applications médicales (120 personnes concernées) a été de 44.2 personne-mSv. La dose individuelle maximale enregistrée s'est montée à 6.71 mSv. Durant l'année sous revue, il ne s'est produit aucun événement soumis à notification, ni au LRP, ni en relation avec les installations pour les applications médicales (PET, OPTIS, thérapie par les protons).

6.4 Laboratoire chaud (Hotlabor)

On poursuit au Laboratoire chaud depuis sa fondation au début des années soixante des travaux relevant aussi bien de la recherche fondamentale que de la recherche appliquée dans le domaine de la technologie des matériaux. Cette installation est équipée pour y travailler sur toutes les sortes et quantités de substances radioactives (combustibles nucléaires et matériaux activés). On dispose pour les investigations et les analyses d'une série d'instruments modernes, pour la plupart aptes à la télémanipulation. Durant l'année sous revue, on a porté l'effort principal des travaux au Laboratoire chaud sur les investigations post-irradiatoires des tubes de gainage de barreaux combustibles provenant des réacteurs à eau bouillante.

Le PSI a satisfait en 1997 l'une des exigences de la DSN concernant le rééquipement, pour des raisons de sécurité, du pavillon annexe du Laboratoire chaud. On a conditionné en plusieurs campagnes des quantités considérables de déchets radioactifs provenant des travaux dans les divers laboratoires.

Un événement particulier qui s'est produit en 1997 au Laboratoire chaud a dû faire l'objet d'une notification à la DSN au sens de la directive HSK-R-25 (voir sous-chapitre 6.8). Les 68 collaborateurs du Laboratoire chaud soumis à la surveillance dosimétrique ont accumulé durant l'année sous revue une dose collective

de 52.3 personne-mSv, la dose individuelle la plus élevée ayant atteint 3.5 mSv.

6.5 Traitement des déchets radioactifs

Le traitement au PSI des déchets radioactifs provenant des installations de recherche de la Confédération et des Cantons, ainsi que ceux provenant des domaines de la médecine, de l'industrie et aussi, en partie, des centrales nucléaires suisses concerne de nombreuses sortes de déchets très diverses. Le conditionnement vise à mettre les déchets sous une forme adéquate pour l'entreposage et le stockage final. Durant l'année sous revue, le traitement des déchets dans les installations de l'aire «Est» du PSI a occasionné une dose collective de 24 personne-mSv, respectivement de 6.8 personne-mSv sur l'aire «Ouest» du PSI, la dose individuelle la plus élevée atteignant 3.5 mSv. Il n'y a pas eu d'événement soumis à notification.

6.5.1 Procédure d'octroi des permis d'exécution

Chaque procédé de conditionnement mis en œuvre fait l'objet d'une spécification selon les prescriptions de la directive HSK-R-14 et est soumis à une vérification par la DSN. La DSN ne délivre le permis d'exécution pour la production de colis de déchets qu'après que la CEDRA a certifié l'aptitude au stockage final. Sur la base des spécifications établies par le PSI, la CEDRA a procédé à l'évaluation de l'aptitude au stockage final de deux types de colis de déchets et la DSN a octroyé les permis d'exécution correspondants. La DSN a également donné son agrément à la documentation établie a posteriori et à la spécification de divers colis de déchets provenant du démantèlement de l'installation DIORIT. Le PSI a en outre établi la spécification relative au conditionnement préliminaire de déchets compactés issus du Laboratoire chaud et contaminés par des restes de combustible; tant la CEDRA que la DSN ont approuvé cette spécification.

Le PSI a obtenu jusqu'à présent le permis d'exécution selon la présente directive HSK-R-14 de la DSN pour huit des dix types de colis de déchets actuellement produits. En accord avec la DSN, le PSI a l'intention d'établir les spécifications des types de colis de déchets encore manquantes jusqu'à fin 1998.

6.5.2 Station d'incinération et atelier de traitement des déchets radioactifs

La station d'incinération, qui est attenante à l'atelier de traitement des déchets, a fonc-

tionné pendant 132 jours, répartis entre les deux campagnes d'incinération No. 36 et 37, au cours desquels au total 51 tonnes de déchets radioactifs provenant des centrales nucléaires suisses et du PSI ont été brûlés. On a conditionné les résidus de combustion (cendres) et les filtres métalliques utilisés pour l'épuration des gaz de combustion par enrobage dans un mortier de ciment; il en est résulté 151 colis de déchets conformes au type homologué correspondant que l'on a renvoyés aux centrales en proportion du volume des déchets livrés. Par ailleurs, on a décidé de ne pas procéder en 1997 à l'incinération des déchets provenant de la médecine, de l'industrie et de la recherche (MIR) collectés lors des campagnes de ramassage de l'OFSP et de repousser cette opération à une date ultérieure.

Le traitement des déchets radioactifs relevant du domaine de responsabilité de la Confédération (déchets MIR des campagnes de ramassage de l'OFSP et déchets provenant du PSI) se fait à l'atelier de traitement des déchets du PSI. Le compactage de déchets solides plutonifères provenant du laboratoire chaud a constitué à nouveau un point fort de l'année 1997. Le conditionnement des formes pressées provenant de ce compactage a conduit à la production de 21 colis de déchets de 200 litres d'un type homologué.

L'installation d'aération de l'atelier de traitement des déchets a été partiellement renouvelée en 1996 et 1997 et connectée au système d'évacuation de l'air vicié associé à la cheminée de l'aire «Est». Grâce à cela, les conditions de dispersion atmosphérique des substances radioactives rejetées en fonctionnement normal et particulièrement en situation de dérangement sont plus favorables. Par ailleurs, l'atelier de traitement des déchets et la station d'incinération continuent de faire l'objet d'une surveillance radiologique complète.

6.5.3 Autres installations de conditionnement de déchets sur l'aire Est du PSI

Jusqu'à fin 1997, on a procédé au Laboratoire chaud (Hotlabor) au conditionnement de déchets liquides contenant au total 152 g de plutonium en les solidifiant dans un mortier de ciment au moyen du procédé FIXBOX. Ces opérations ont conduit à la production de 2492 colis de 1 litre d'une qualité contrôlée et reconnue en vue du stockage final. La production de ces petits colis s'est déroulée rapidement et conformément au programme, de sorte que l'on a pu achever le traitement de tous les déchets accumulés dans le passé. À l'avenir, le conditionnement en colis de 1 litre des déchets plutonifères liquides affluant régulièrement des activités en cours occupera l'ins-

tallation FIXBOX plusieurs mois par année. Il est prévu d'enrober de ciment les colis de 1 litre produits dans des conteneurs en béton dès 1998.

Les déchets à haute teneur en activité α , β et γ issus des travaux au Laboratoire chaud (Hotlabor) sont compactés depuis la mi-1997 dans une cellule chaude spécialement aménagée pour ce travail. On emballe les formes compactées qui en résultent dans des boîtes que l'on dépose pour le moment dans la cellule chaude. Ultérieurement, on rassemblera ces boîtes dans des conteneurs soit en béton, soit en acier coulé, le choix dépendant de l'efficacité nécessaire du blindage.

Il est prévu de fondre les déchets d'aluminium provenant du démantèlement du DIORIT et d'immobiliser les lingots qui en résultent par enrobage dans du ciment à l'intérieur d'un conteneur de 16 tonnes. La DSN a octroyé le permis d'exécution pour ce type de colis à mi-1997.

On peut relever la contribution du PSI au recyclage de 180 grandes sources radioactives (Co-60 et Cs-137) qui furent en service pendant plusieurs décennies dans des hôpitaux et des entreprises industrielles et qui ont atteint la fin de leur vie utile. Ces sources ont été livrées pour réutilisation à une firme allemande spécialisée.

6.5.4 Aire Ouest du PSI

Le PSI a procédé au conditionnement du «Beam-Dump» (c'est-à-dire de la trappe d'absorption du faisceau protonique), que l'on avait déjà retiré de son emplacement initial, par enrobage dans un mortier de ciment à l'intérieur d'un conteneur en béton dit «de 60 tonnes»; il en est résulté un colis de déchet de 58 tonnes. Durant les opérations télécommandées de conditionnement, on a prélevé par forage des échantillons qui feront l'objet d'une analyse isotopique dès janvier 1998.

6.5.5 Libération de matériaux

Durant l'année 1997, le PSI a sorti des zones contrôlées des matériaux libres d'activation et de contamination avec une masse totale de 33.5 tonnes, dont 29.5 tonnes d'acier, et la DSN, après vérification, les a libérés pour une réutilisation sans restriction.

6.6 Stockage des déchets radioactifs

6.6.1 Entrepôt fédéral de déchets radioactifs (BZL)

L'Entrepôt fédéral de déchets radioactifs (BZL) est en service régulier depuis 1992 et l'apport

de colis de déchets radioactifs conditionnés l'a jusqu'à présent rempli au tiers de sa capacité volumique nominale. À fin 1997, on y avait entreposé 3479 fûts standard de 200 litres conditionnés et emballés par lots de neuf dans des harasses, ainsi que 24 conteneurs de 4.5 m³ chacun, remplis de déchets solides non-conditionnés provenant de l'aire «Ouest» du PSI.



Opérations de stockage de fûts de déchets radioactifs conditionnés dans l'Entrepôt fédéral de déchets radioactifs (BZL)
Source: Paul Scherrer Institut

6.6.2 Autres entrepôts de déchets radioactifs sur l'aire «Est» du PSI

On utilise les halles de stockage A, B et C, la place de stockage et la place de déchargement pour des entreposages temporaires, de courte ou de moyenne durée, de déchets faiblement et moyennement radioactifs avant ou après leur conditionnement. L'inventaire momentanément présent dans ces divers entrepôts est caractérisé par de fortes variations. Les déchets bruts provenant des centrales nucléaires suisses et destinés à l'incinération sont livrés au PSI par lots successifs et ils ne restent que peu de temps sur la place de déchargement. Les déchets non-conditionnés provenant des secteurs de la médecine, de l'industrie et de la recherche (collectés durant les campagnes de ramassage de 1996 et de 1997, ainsi que le solde de déchets restant encore des campagnes antérieures de l'OFSP) sont entreposés dans les halles de stockage A et B jusqu'à leur traitement: à la fin de 1997, ces déchets occupaient 335 fûts de déchets de diverses capacités. À cette même date, on recensait 77 colis de déchets divers dans la halle C, tandis que, sur la place de stockage, on comptait 210 colis de déchets conditionnés par enrobage dans du mortier de ciment dans des fûts standardisés de 200 litres, certains d'entre eux étant entourés de blindage. Il est prévu de transférer ces colis dans la halle C au début de 1998.

6.6.3 Place de stockage de l'aire «Ouest» du PSI

La place de stockage temporaire aménagée sur l'aire «ouest» du PSI, que l'on a mis en service en 1996 et qui est destinée à l'entreposage de conteneurs abritant des déchets issus de l'exploitation de l'installation d'accélération, a reçu, durant l'année sous revue, un conteneur en béton de 60 tonnes chargé de la trappe d'absorption du faisceau protonique. Le PSI a l'intention d'y déposer au début de 1998 cinq conteneurs de grosse capacité chargés de composants non conditionnés; en décembre 1997, la DSN a octroyé le permis d'exécution correspondant assorti de conditions et obligations.

6.7 État de préparation aux situations d'urgence

Le PSI a établi une nouvelle conception de la mise en alarme de son personnel d'exploitation et il a acquis les équipements techniques nécessaires à sa réalisation. Dorénavant, l'organisation d'urgence du PSI sera équipée de nouveaux moyens de communication, utilisables notamment pour sa mobilisation (alarme silencieuse). Si une évacuation du personnel devait éventuellement devenir nécessaire, il serait possible de la limiter et, sélectivement, de ne l'ordonner que dans le ou les bâtiments directement concernés. On a établi les instructions correspondantes et elles seront mises en vigueur en 1998.

Il avait été convenu avec la DSN que l'exercice d'urgence que le PSI devait jouer durant l'année sous revue inclurait un test de l'alarme et des mesures prévues dans la nouvelle conception. Or, l'introduction de cette dernière n'ayant pas encore eu lieu, cet exercice ne pouvait atteindre son but. C'est la raison pour laquelle la DSN a proposé qu'il soit repoussé au premier trimestre de 1998.

6.8 Événements particuliers

En mai 1997, s'est produit au PSI un événement particulier qui a dû faire l'objet d'une notification à la DSN et d'un enregistrement en classe B au sens de la directive HSK-R-25 et au niveau 0 de l'échelle internationale d'appréciation INES (voir le sous-chapitre 11.7, ainsi que les tableaux A3 et B2).

Au cours de travaux de nettoyage d'échantillons en forme de coupes métallographiques concernant les investigations post-irradiatoires de combustibles nucléaires dans un bain à ultrasons comportant un bac rempli d'alcool, il

s'est produit un court-circuit sur un conducteur d'alimentation dont l'isolation avait été rendue fragile par le rayonnement. L'étincelle a enflammé le solvant (alcool), ce qui a provoqué un petit incendie dans la boîte à gants de la métallographie au Laboratoire chaud, mais que l'on a pu rapidement maîtriser malgré la défaillance simultanée de l'éclairage intérieur. Cet incident n'a pas fait de victime et n'a pas causé de relâchement de radioactivité; les dommages matériels sont restés minimes. Lors de l'évaluation de cet événement, il convenait de tenir compte du fait que, en 1990 déjà, un incendie similaire s'était déclaré dans une cellule chaude sous l'action d'un appareil électrique de chauffage. On constate aujourd'hui que le programme de mesures de prévention des incendies que l'on avait alors établi n'est pas suffisant pour éviter des événements de ce genre. À la suite de cet événement de mai 1997, les responsables de la sécurité des équipements nucléaires au PSI ont complété de manière significative le programme de mesures de prévention.

6.9 Protection contre les radiations

Durant l'année sous revue, la dose collective accumulée par le personnel pour l'ensemble des activités au PSI a atteint 351 personne-mSv (1996: 430 personne-mSv), avec 228 personne-mSv accumulé sur le site «Ouest» et 123 personne-mSv sur le site «Est». La dose individuelle la plus élevée que l'on a enregistrée se monte à 7.4 mSv (1996: 9.3 mSv). Comme en 1996, on n'a pas exécuté, en 1997, de travaux impliquant des activités dans des champs de radiations intenses, et l'on a encore sensiblement diminué la production de radio-isotopes: la dose collective a donc diminué.

Au cours de ses activités, le personnel de la division d'hygiène radiologique a accumulé en 1997 une dose collective de 18.3 personne-mSv (en 1996: 22 personne-mSv). Les sous-chapitres 6.2 à 6.5, ainsi que les tableaux A5 à A10 de l'appendice A renseignent plus précisément sur les valeurs des doses spécifiquement associées aux diverses installations.

En ce qui concerne la protection de la population et de l'environnement, on a constaté que, pour tous les dispositifs de rejet du PSI, les limites admissibles de rejet relatives à chacun des nucléides ou groupes de nucléides ont été respectées. Pour 1997, en admettant pour le calcul les circonstances les plus défavorables et en appliquant les méthodes exposées dans la directive HSK-R-41 de la DSN, ces rejets ont été à l'origine, pour le groupe le plus exposé

des personnes de la population, d'une dose annuelle maximale de l'ordre de 0.004 mSv due aux gaz rares rejetés par la gaine centrale d'extraction de la ventilation sur le site «Ouest» du PSI (voir tableau A4a).

Durant l'année sous revue, le service de dosimétrie du PSI s'est intensivement engagé dans les travaux préparatoires nécessités par le remplacement du système de dosimétrie des neutrons utilisant des dosimètres à traces de fission par un système basé sur les films du type CR39. Finalement, au début de décembre, la DSN, assistée d'un expert externe mis à disposition par l'Institut de radiophysique appliquée (IRA, Lausanne), a procédé à l'inspection d'agrément de ce nouveau système de dosimétrie des neutrons. Ce dernier sera mis en vigueur dès le début de janvier 1998.

On a terminé en 1997 les travaux préparatoires à l'octroi d'une nouvelle autorisation concernant les rejets de substances radioactives à partir des diverses installations de l'Institut Paul-Scherrer. Il a fallu pour cela procéder à de nombreux calculs de comparaison des résultats livrés par le nouveau logiciel ESS-41 du PSI établi pour déterminer les doses causées dans l'environnement par les rejets issus des divers dispositifs de rejet de l'Institut avec les résultats obtenus à la DSN au moyen des programmes de calcul dont elle dispose et qui traduisent les méthodes exposées dans sa directive HSK-R-41. Cette nouvelle autorisation est entrée en vigueur le 1^{er} janvier 1998.

6.10 Personnel et organisation

On a une nouvelle fois utilisé au PSI l'argument du déclassement complet, prévu, de l'installation SAPHIR pour diminuer l'effectif en personnel porteur de licence attaché à cette installation (voir le sous-chapitre 6.2.2). Le réacteur PROTEUS a aussi perdu du personnel agréé en cours d'année: à fin 1997, il ne comptait plus que deux physiciens de réacteur et un technicien de réacteur porteurs de licence.

La Direction du PSI a créé la division «radioprotection et gestion des déchets radioactifs» (ASE) pour y regrouper le domaine de la radioprotection, les projets de démantèlement d'installations nucléaires et le secteur «gestion des déchets radioactifs». C'est en tenant compte de l'avis de la DSN et pour respecter les intérêts de la radioprotection opérationnelle que le PSI a décidé cette modification de son organisation. Tant le PSI que la DSN s'attendent que cela permettra un traitement mieux «ciblé» des déchets radioactifs.

6.11 Impression générale dans l'optique de la DSN

Dans la perspective tant de la sécurité nucléaire que de la radioprotection, la DSN qualifie de bon l'état des installations du PSI pour l'année sous revue, de même que la conduite de l'exploitation. Dans le cadre de son appréciation de l'exploitation des installations dont elle assume la haute surveillance, la DSN a dû tenir compte d'un événement soumis à notification, mais qui n'a eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité. La DSN est de l'avis que tant les installations nucléaires encore en service (y compris celles mises définitivement à l'arrêt et non-déclassées) que les autres installations et équipements relevant de la législation sur la radioprotection exigent aussi bien de la Direction, des responsables locaux des installations que du personnel exploitant un degré élevé de perception et de prise en compte des aspects de sécurité afin d'éviter des accidents ou des incidents. Particulièrement dans les temps actuels, caractérisés par la mise en chantier de grands projets, mais aussi par la rareté croissante des moyens en personnel et en matériels, il est tentant de rechercher les possibilités d'ajuster par diminution les moyens investis dans la sécurité: il est donc essentiel que les cadres consentent à porter une plus grande attention aux réflexions sur la sécurité et agissent en conséquence. La DSN a pu se convaincre, lors de discussions avec les responsables du PSI et d'inspections qu'elle a conduites durant l'année sous revue, que la sécurité du personnel et de l'environnement reçoit l'attention désirable.

7. Autres installations nucléaires

7.1 École polytechnique fédérale de Lausanne (EPFL)

L'Institut de génie atomique (IGA) de l'École polytechnique fédérale de Lausanne (EPFL) exploite sur le site d'Écublens, près de Lausanne, trois installations nucléaires: le réacteur de recherche CROCUS et les sources de neutrons LOTUS et CARROUSEL.

Le réacteur dit «à puissance nulle» CROCUS a essentiellement servi durant l'année sous revue pour les besoins de l'enseignement de la physique des réacteurs (travaux pratiques) au profit des étudiants de l'EPFL et de l'École d'ingénieurs de Genève (EIG). Un étudiant de l'EPFL y a conduit des expériences dans le cadre de son travail de diplôme. En outre, l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI (voir sous-chapitre 13.1) a utilisé cette installation pour des travaux pratiques sur la cinétique des réacteurs. CROCUS a fonctionné en 1997 pendant 293 heures durant lesquelles l'énergie thermique dégagée s'est montée à 189.47 Wh. On a en outre procédé à un étalonnage de sa puissance.

La source de neutrons CARROUSEL entourée de son milieu modérateur modulable a servi uniquement à des travaux pratiques en physique des réacteurs (mesures de modulation neutronique et de blindage) exécutés par les étudiants. L'installation sous-critique LOTUS, dotée d'un tube générateur de neutrons de 14 MeV, n'a pas fonctionné en 1997.

Du point de vue de la sécurité nucléaire et de la radioprotection, aucun dérangement ou aucun événement à notifier selon la directive HSK-R-25 de la DSN n'a perturbé ni la marche de ces installations, ni l'utilisation des locaux du type B du Laboratoire de l'IGA. La dose collective accumulée par les 8 personnes qui ont travaillé en 1997 avec les installations de l'Institut s'est montée à 0.9 personne-mSv. Les rejets de substances radioactives dans l'environnement par les voies de la ventilation et des eaux usées, tritium compris, sont, en 1997 aussi, restés insignifiants.

7.2 Université de Bâle

L'Institut de physique de l'Université de Bâle a continué d'exploiter son petit réacteur piscine,

du type AGN-211-P, essentiellement pour l'enseignement, c'est-à-dire pour des travaux pratiques en radiophysique. Comme il ne reste en Suisse que deux petites installations (AGN-211-P à l'Université de Bâle et CROCUS à l'EPFL) pour satisfaire les besoins de l'enseignement, l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI (voir le chapitre 13.1) et l'École Technique Supérieure de Windisch (HTL Brugg-Windisch) ont déplacé de Würenlingen à Bâle leurs travaux pratiques sur un réacteur. C'est essentiellement à cette fin que la durée de fonctionnement de ce réacteur s'est montée, en 1997, à la valeur de 40.3 heures, cette durée étant convertie pour correspondre à la puissance normalisée de 1 kW. La limite hebdomadaire admise pour la libération d'énergie par le réacteur, fixée à 30 kilowattheure par semaine dans l'autorisation d'exploiter, a été utilisée au maximum à hauteur de 20 %. En décembre 1997, on a procédé au contrôle visuel des gaines des éléments combustibles en présence de représentants de la DSN.

La dose collective accumulée en 1997 par les cinq collaborateurs du personnel de l'Institut chargés de l'exploitation du réacteur n'est pas sortie du domaine «zéro personne-mSv». L'installation a fonctionné sans perturbations et sans événements soumis à notification selon la directive HSK-R-25 de la DSN.

7.3 Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL)

Le fait le plus marquant en 1997 concernant le site de l'ancienne Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL) fut l'inauguration, le 9 octobre, du «Dépôt et abri de biens culturels» (DABC) que l'Etat de Vaud a construit et aménagé dans les ouvrages souterrains accessibles (ancienne caverne des machines et galerie d'accès), ainsi que dans les bâtiments extérieurs. Suite à la décision de déclassement de ce site prise par le Conseil fédéral en date du 12 avril 1995 en se basant sur l'avis de la DSN daté du 17 février 1995, l'Etat de Vaud, qui avait racheté le site à la Société nationale pour l'encouragement de la technique atomique industrielle (SNA), est devenu le propriétaire de la plus grande partie de la parcelle initiale avec

les bâtiments de surface, tous les ouvrages souterrains (c'est-à-dire la galerie d'accès, les trois cavernes, dont deux sont maintenant comblées, le système supplémentaire de drainage de l'eau de roche autour des ouvrages souterrains et la conduite d'évacuation des eaux de drainage à la Broye), mais à l'exclusion de la petite parcelle dites «des conteneurs» (voir plus bas), et il a pu y réaliser ce DABC.

Comme il ne s'agit plus d'une installation nucléaire au sens de la loi fédérale sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique (LEA), la DSN est déchargée de son devoir de surveillance de cette partie principale du site de Lucens. Néanmoins, la décision du Conseil fédéral prescrit une surveillance radiologique du site durant trente années à partir du déclassement et précise qu'elle doit être assurée par la Section de la surveillance de la radioactivité de l'Office fédéral de la santé publique (SUeR de l'OFSP), dont la compétence implique la responsabilité de la surveillance radiologique sur l'ensemble du territoire suisse, à l'exception des installations nucléaires.

Quant à la petite parcelle dite «des conteneurs», c'est-à-dire la place d'entreposage des conteneurs enveloppant certaines structures de l'ancien réacteur, située à l'extérieur des ouvrages souterrains, elle constitue un îlot dans la parcelle principale et, en raison du fait qu'il s'agit d'une place d'entreposage de déchets radioactifs, elle doit encore considérée comme une zone contrôlée et, aussi, comme une installation nucléaire au sens de la LEA, dont la SNA reste propriétaire et responsable et dont la surveillance incombe encore à la DSN. Cette situation sera maintenue jusqu'au moment où ces conteneurs pourront être transférés dans un lieu de stockage intermédiaire ou final approprié (d'abord à l'Entrepôt central pour déchets radioactifs de la ZWILAG à Würenlingen, actuellement en construction), ce qui permettra alors au Conseil fédéral de prononcer formellement le déclassement de cette petite parcelle.

Durant l'année sous revue, il n'y a aucun événement de nature radiologique ou touchant la sécurité à signaler. La seule personne constituant l'équipe de surveillance, qui est encore considérée comme personne professionnellement exposée aux radiations, a accumulé en 1997 une dose au corps entier de 1.1 mSv, reçue lors de contrôles périodiques des conteneurs.

8. Stockage final des déchets radioactifs

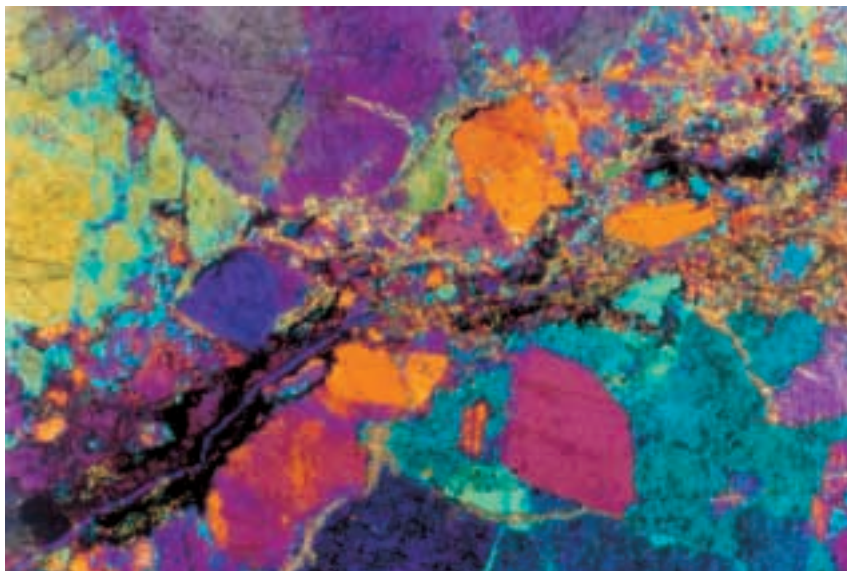


Image obtenue à partir d'une lamelle mince polie provenant d'un échantillon de granite tiré du forage exploratoire de Sibingen à une profondeur de 467 mètres.

Zone de perturbations avec des structures fracturées de quartz et de feldspath et la formation hydrothermale ultérieure de diverses argiles à grain fin (kaolinite, illite, smectite)

Source: HSK

8.1 Dépôt final du Wellenberg pour déchets faiblement et moyennement radioactifs

Le DFTCE (devenu depuis le 1^{er} janvier 1998 le DETEC, c'est-à-dire le Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication) a décidé, en date du 4 juin 1997, de suspendre la procédure qui devrait mener à l'autorisation générale relative à l'établissement d'un dépôt final au Wellenberg. Cette décision, prise à la demande de la requérante, la Coopérative du Wellenberg pour la gestion des déchets radioactifs (GNW), se fonde sur la nécessité de disposer de suffisamment de temps pour clarifier les questions de nature politique relatives à la suite à donner au projet du Wellenberg. La DSN, dans son avis d'expertise de mai 1996, a conclu que, selon toutes prévisions en ce qui concerne la sécurité, le site du Wellenberg est apte au stockage final de déchets radioactifs. Avant de pouvoir en donner la confirmation, il faut néanmoins attendre les conclusions qui ne peuvent être tirées que d'une exploration de la roche d'accueil au moyen d'une galerie de sondage. Il ne sera possible de reprendre la procédure devant mener à l'autorisation générale que si ces conclusions sont favorables. La CEDRA a remis, sur mandat de la requérante (GNW), un rapport de synthèse couvrant l'ensemble des investi-

gations géologiques conduites jusqu'à présent sur le site du Wellenberg, rapport que l'on a rendu public en décembre 1997.

La Confédération a établi, en mars et en juin 1997, conjointement avec les cantons de Nidwald et d'Obwald et avec la commune de Wolfenschiessen, des groupes de travail chargés de discuter des questions concernant le dépôt final dans le cadre d'auditions et de préparer des recommandations concernant la marche à suivre ultérieure. Il s'agit d'un groupe «Technique» et d'un groupe «Économie publique» qui doivent remettre les résultats de leurs travaux avant la mi-1998 à un Comité directeur politique commun. Deux organisations très critiques du projet de dépôt final ont rejeté l'invitation à participer aux travaux du groupe «Technique». Ce dernier, au sein duquel la DSN a délégué ses spécialistes, va s'exprimer sur la faisabilité du contrôle du dépôt final, sur les possibilités de ressortir les déchets, sur le plan d'exploration de la roche d'accueil, ainsi que sur diverses questions techniques relatives à la conception du dépôt final. En se basant sur les rapports de ces deux groupes de travail, le comité directeur devra alors formuler une recommandation indiquant si et sous quelles conditions il convient d'entamer une procédure tendant à obtenir une concession pour le forage d'une galerie de sondage.

8.2 Déchets de haute activité: mesures préparatoires à l'établissement d'un dépôt final

En ce qui concerne le stockage final des déchets radioactifs de haute activité et de longue durée de vie et conformément à la décision du Conseil fédéral de juin 1988 concernant le «Projet Garantie», il convient pour le moment de continuer les travaux de recherche nécessaires pour compléter la preuve de faisabilité, c'est-à-dire l'existence en Suisse d'un ou de plusieurs sites avec une semelle rocheuse adéquate. La CEDRA élabore à ce sujet les bases relatives à deux roches d'accueil possibles: le socle cristallin et l'argile à opalinus.

Durant l'année sous revue, suite à l'achèvement de plusieurs des campagnes de mesure et d'observation du «Programme Cristallin» conduites dans le socle rocheux du Nord de la Suisse, on a procédé au comblement des premiers forages profonds dans le cristallin. La DSN a octroyé le permis d'exécution correspondant le 27 juin 1997 sur la base de la documentation technique soumise par la CEDRA et après consultation des cantons concernés et de l'Office fédéral de l'environnement, des forêts et du paysage (OFEFP). On a comblé les forages profonds de Schafisheim (AG) et de Siblingen (SH) durant les mois de septembre à novembre 1997, dès que les autorisations communales furent accordées; celui de Riniken (AG) suivra au début de 1998. Les observations à long terme continuent dans les quatre autres forages profonds. En octobre 1997, les commissions de surveillance de ces sites de forage se sont réunies pour leur séance commune annuelle dirigée par la DSN.

La CEDRA a terminé le dépouillement et l'évaluation des mesures et enregistrements de réflexion sismique relevés en 1996 dans la région du Vallon de la Mettau (Mettauertal, AG); elle en a présenté et discuté les résultats avec la DSN et la Commission de la gestion des déchets nucléaires (KNE) en octobre 1997. Sur la base de ces résultats et des conclusions issues de ces discussions, la CEDRA a entrepris de choisir un ou plusieurs sites de forage profond au sujet desquels on s'attend en 1998 à une requête pour obtenir l'autorisation de sondage. La Commission chargée de suivre ces investigations, constituée par le Conseil d'État du Canton d'Argovie et à laquelle participe la DSN, a reçu les informations relatives au programme et au déroulement de ces travaux.

En ce qui concerne l'argile à opalinus, la CEDRA a pu conduire avec succès durant les mois de janvier à mars 1997 un important pro-

gramme d'investigations sismiques à trois dimensions dans la région du Weinland zurichois. Les enregistrements ont livré des données sismiques d'une qualité exemplaire: le dépouillement de ces données de mesure et l'interprétation des lignes sismiques du point de vue géologique va se poursuivre jusqu'en 1998. La DSN accompagne étroitement ces travaux. Le Conseil communal de Benken (ZH) a octroyé en janvier 1997 l'autorisation de la commune pour la réalisation du forage exploratoire autorisé par le Conseil fédéral en 1996 déjà. Le Conseil d'État zurichois a rejeté en juillet 1997 un recours contre l'octroi de cette autorisation communale. Cette décision du Conseil d'État fait cependant l'objet d'un nouveau recours devant le Tribunal administratif du canton de Zurich, dont la décision est encore attendue. La Commission de coordination instituée au sujet du forage exploratoire de Benken, dirigée par la DSN, s'est informée lors de sa séance de juin 1997 du programme de travail prévu pour ce forage et des résultats de la surveillance de la nappe phréatique durant la campagne d'investigations sismiques.

Le laboratoire souterrain du Mont-Terri, établi près de St-Ursanne (JU), est placé sous le patronage du Service hydrologique et géologique national et jouit d'une participation internationale. On y a entrepris la phase 3 du programme expérimental destiné aux investigations dans l'argile à opalinus, considérée comme roche d'accueil. À titre de préparation aux expériences, on a déjà exécuté deux campagnes de forages. En novembre 1997, on a commencé à ouvrir une nouvelle galerie d'essais. Le Gouvernement du canton du Jura a invité la presse en juin 1997 pour lui présenter le laboratoire souterrain. La DSN suit de près les investigations, elle prend connaissance des résultats qui en ressortent et elle participe à la préparation du programme d'expériences.

Au laboratoire souterrain du Grimsel, que l'on a, lui, établi dans la roche cristalline, on prépare une nouvelle phase expérimentale qui se distingue, à nouveau, par une forte participation étrangère. On a temporairement aménagé un secteur de ce laboratoire en «zone contrôlée de type B» au sens de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection (ORaP) afin d'y conduire des expériences avec des traceurs radioactifs; dès qu'elles furent achevées, on a nettoyé tout ce secteur et on a levé le classement en zone contrôlée.

8.3 Principes de la technologie des matériaux applicables au stockage final

Les longues périodes de temps qu'il faut prendre en considération dans l'évaluation de la sécurité du stockage final des déchets radioactifs conduisent à exiger une connaissance particulièrement approfondie de tous les matériaux utilisés et présents dans le dépôt. De nombreux spécialistes de ces questions ont eu l'occasion de discuter de manière approfondie des bases scientifiques de la technologie des matériaux dans l'optique du stockage final du 28 septembre au 3 octobre 1997 à Davos, dans le cadre d'un symposium international de la «Materials Research Society» sous le titre «MRS'97, Scientific Basis for Nuclear Waste Management (Bases scientifiques de la gestion des déchets nucléaires)». La CEDRA s'est chargée de la responsabilité de l'organisation locale de ce symposium. La DSN, en union avec d'autres organismes nationaux et internationaux, a patronné cette conférence; elle a en outre activement participé à ses préparatifs.

9. Transport de matières radioactives



Livraison par chemin de fer d'une hotte vide pour le transport d'assemblages combustibles épuisés

Source: centrale nucléaire de Leibstadt

9.1 Agréments et approbations selon la législation sur les transports

Les prescriptions suisses sur le transport de matières radioactives s'appuient notamment sur les réglementations internationales relatives au transport des marchandises dangereuses. Les recommandations formulées en 1985 par l'AIEA (Collection Sécurité No 6)¹ au sujet de la sécurité des transports de substances radioactives sont appliquées à tous les modes de transport.

L'expéditeur est le principal responsable de la sécurité radiologique et de l'observation des prescriptions relatives au transport. Lors de transports de combustibles nucléaires ou d'autres substances de haute radioactivité, les prescriptions exigent que, préalablement au transport, l'expéditeur obtienne de l'autorité compétente un certificat d'agrément ou d'approbation. L'agrément s'applique au colis, l'approbation au transport.

En Suisse, l'autorité compétente pour établir les certificats d'agrément et d'approbation exigés par la législation sur les transports est la DSN, que le transport concerne des matières radioactives provenant d'installations nucléaires ou d'autres entreprises. Pour établir les certificats d'agrément de colis, la DSN se fonde dans la plupart des cas sur les certificats éta-

blis par le pays d'origine de l'emballage. Dans tous les cas, elle vérifie si l'emballage et le contenu du colis satisfont aux prescriptions.

En 1997, la DSN a évalué 49 requêtes relatives à des transports ou à des colis.

9.2 Autorisations selon la législation sur la radioprotection

Conformément à l'article 2 de la loi fédérale sur la radioprotection du 22 mars 1991, le transport de substances radioactives est une activité soumise à autorisation. Les conditions à satisfaire pour obtenir une telle autorisation sont exprimées dans l'ordonnance fédérale sur la radioprotection (ORaP) du 22 juin 1994. Dans l'année en revue, aucune requête dans ce sens relevant du domaine de surveillance de la DSN n'a été formulée et, par conséquent, aucune autorisation n'a été accordée.

9.3 Audits et inspections

Lors du transport de matières radioactives, il est nécessaire, pour la sécurité de la population et du personnel occupé à de tels transports, que les prescriptions y relatives soient respectées. Des programmes d'assurance de la qualité contribuent à assurer le respect des prescriptions. L'assurance de la qualité englobe les plans et mesures qui ont été établis par les concepteurs et les constructeurs d'emballa-

¹ AIEA, Collection Sécurité No 6: Règlement de transport des matières radioactives, Édition 1985 (y compris amendements jusqu'en 1990, Vienne, 1990)

ges, les expéditeurs, les transporteurs et les autorités chargées de faire respecter les prescriptions.

Sur la base des contrôles qu'elle a effectués, la DSN a homologué les programmes d'assurance de la qualité ayant trait au transport de matières radioactives de toutes les centrales nucléaires suisses et du PSI. Le maintien de la validité de ces homologations est subordonné à un résultat favorable d'audits périodiques. Jusqu'à fin 1997, de tels audits ont eu lieu pour toutes ces installations nucléaires. Ils ont donné des résultats satisfaisants.

La DSN a conduit en 1997 six inspections pour observer l'expédition ou la réception d'assemblages combustibles de KKL, KKB, KKM et du PSI. Elle a constaté que les prescriptions de transport étaient respectées, à quelques exceptions près (par exemple étiquetage des colis) sans importance vitale.

9.4 Formation et information

Le cours destiné aux personnes qui, dans leur entreprise, sont responsables de l'expédition de matières radioactives a eu lieu pour la septième fois en octobre 1997. Ce cours de 5 jours est donné généralement une fois par année en allemand (École de radioprotection du PSI) et en français (Institut de radiophysique appliquée, Lausanne). La DSN contribue au cours du PSI en mettant des enseignants à disposition.

10. État de préparation aux situations d'urgence

L'Ordonnance relative à l'organisation d'intervention en cas d'augmentation de la radioactivité (OROIR, du 26 juin 1991) attribue à la DSN un certain nombre de tâches dans le domaine de la protection en situation d'urgence. La DSN est responsable de l'orientation rapide de la Centrale nationale d'alarme (CENAL), à Zurich, sur le déroulement de ceux des événements dans les installations nucléaires suisses qui pourraient avoir comme conséquences une mise en danger de l'environnement dans leur voisinage; elle est chargée aussi d'établir des pronostics sur l'évolution du dérangement¹ dans l'installation, ainsi que sur un éventuel relâchement de radioactivité et sa dispersion dans le voisinage avec, surtout, une évaluation de ses conséquences possibles; la DSN doit en outre apprécier l'adéquation des mesures prises par l'exploitant de l'installation nucléaire concernée pour protéger son personnel et le voisinage; elle doit enfin conseiller la CENAL au sujet des mesures à ordonner pour assurer la protection de la population. Afin d'être à même d'assumer ces tâches, la DSN entretient une permanence (service de piquet) et maintient toujours prête sa propre organisation interne d'urgence.

10.1 Organisation d'urgence de la DSN

La DSN a maintenu l'état de préparation aux situations de crise de son organisation d'urgence au moyen de cours d'entraînement au travail d'état-major, de formation complémentaire à l'utilisation des moyens mis à disposition pour maîtriser les situations d'urgence, ainsi qu'en participant à des exercices d'urgence. Lors de chaque cas de mobilisation du service de piquet de l'organisation d'urgence de la DSN en application de l'obligation d'annoncer les événements particuliers selon les directives HSK-R-15 et HSK-R-25 de la DSN, on a constaté que les ingénieurs de piquet et, le cas échéant (nature de l'événement), les grou-

pes d'intervention ont toujours été prêts à fonctionner en moins d'une heure après l'émission de l'ordre de mise sur pied.

10.2 Préparation aux situations d'urgence

Le plan cadre de la Confédération concernant la planification des mesures d'urgence au voisinage des centrales nucléaires datant de 1991 nécessitait une révision pour tenir compte de nouvelles ordonnances édictées récemment et des enseignements tirés des exercices d'urgence. Un groupe de travail de la Commission fédérale pour la protection atomique-chimique (COPAC) placé sous la direction de la DSN a établi un nouveau plan cadre. Au terme d'une large consultation de nombreux services de l'administration fédérale, auprès des cantons ayant des territoires dans les zones incluses dans la planification des mesures d'urgence, ainsi que des exploitants de centrales nucléaires, ce nouveau plan cadre était prêt à fin 1997 pour être soumis à la COPAC pour approbation. On prévoit de le publier vers le milieu de 1998.

10.3 Formation et entraînement dans le domaine de la préparation aux situations d'urgence

À 18 reprises durant l'année sous revue, la DSN a organisé et donné à l'extérieur, au profit des états-majors de conduite des organisations d'urgence, des cours de formation et d'entraînement dans le domaine de la préparation aux situations de crise en vue d'assurer la protection du public et de l'environnement au voisinage des centrales nucléaires ou, respectivement, elle a contribué à de tels cours organisés par d'autres instances en y déléguant ses spécialistes. La palette des cours offerts comportait treize cours au niveau de la Confédération, trois à celui des cantons et deux au niveau des communes.

Le thème principal de ces cours a eu pour objet le (nouveau) plan cadre de la protection d'urgence en cas d'augmentation de la radioactivité au voisinage des centrales nucléaires suisses.

¹ Note du traducteur: le terme «dérangement», correspondant au terme allemand «Störfall», est un terme générique couvrant tous les événements de la plage allant des «perturbations de fonctionnement» aux «accidents graves» en passant par les «incidents» et les «accidents».

D'autres thèmes, choisis en fonction de l'origine des participants, ont complété les cours dans des domaines tels que les principes de la radioprotection, le fonctionnement des centrales nucléaires, les scénarios d'accident, etc.

10.4 MADUK et ANPA

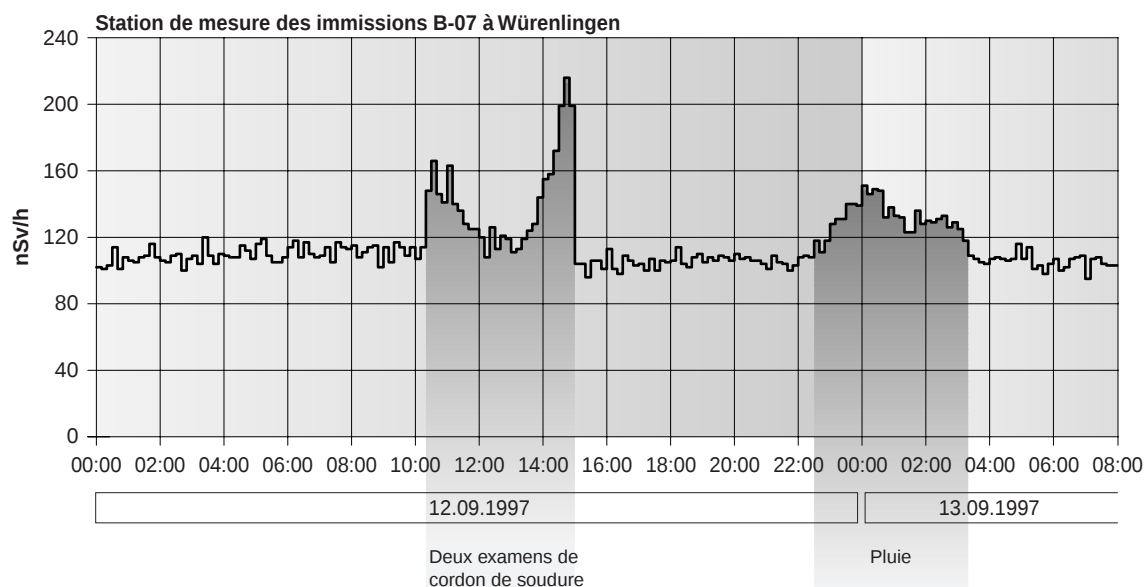
10.4.1 Réseau automatique de mesure et de surveillance du débit de dose aux alentours des installations nucléaires (MADUK)

MADUK, le réseau automatique de mesure et de surveillance du débit de dose aux alentours des installations nucléaires, s'est distingué durant l'année sous revue par une très haute disponibilité. Même si, à plusieurs reprises durant le premier et le dernier trimestre, des perturbations parfois complexes se sont produites lors de la transmission des données entre les sondes MADUK et la DSN, on a pu ultérieurement récupérer les données de mesures grâce à leur enregistrement local sur chaque sonde. Seule une fraction minime, à peine supérieure à 1 pour mille, des valeurs de

mesure s'est perdue par suite de perturbations locales ou de travaux de maintenance sur les sondes elles-mêmes.

Chaque jour, le télétexte associé aux émetteurs des trois programmes de la télévision suisse (Suisse alémanique, romande et italienne) publie, à la page 652, pour chacun des sites des centrales nucléaires, les valeurs moyennes quotidiennes du débit de dose de quatre des sondes de mesure MADUK installées autour de chaque site.

À neuf reprises durant 1997, on a constaté sur quelques sondes une augmentation des valeurs mesurées que l'on ne pouvait pas mettre en relation avec des précipitations intenses, dont on sait qu'elles s'accompagnent du dépôt de certains nucléides naturels issus de la désintégration radioactive du radon. Dans huit de ces cas, on a identifié la cause de l'augmentation constatée soit dans les tests de fonctionnement des sondes du réseau NADAM voisines de celles du réseau MADUK, soit dans les examens de cordons de soudure à l'aide de sources radioactives, comme cela s'est produit lors de travaux sur une conduites de chauffage à distance (voir l'illustration ci-dessous).



Dans un cas, on a constaté à plusieurs reprises l'apparition, à des intervalles de l'ordre de cinq jours, de quelques valeurs plus élevées sur la sonde installée près de l'école de Mühleberg. Ces valeurs indiquaient un débit de dose ambiante équivalant au double du bruit de fond naturel. Bien que, du point de vue radiologique, cette augmentation n'ait aucune signification, la DSN s'est livrée à une investigation approfondie. Les directions du vent régnant au moment de ces mesures indiquent qu'il ne pouvait en aucune façon s'agir de rejets provenant de la centrale nucléaire de Mühleberg. Ultérieurement, après environ une année de fonctionnement sans apparition de valeurs douteuses, cette sonde a de nouveau indiqué des valeurs anormalement élevées alors que soufflaient des vents d'hiver tempétueux. On en a conclu que cette sonde est perturbée par des vents violents et qu'il convient de la remplacer.

En résumé, on peut affirmer que, d'une part, les sondes disposées au voisinage des centrales nucléaires ont une disponibilité élevée et que, d'autre part, les résultats de mesure qu'elles ont fournis montrent qu'aucun des rejets des centrales nucléaires ne peut être la cause de ces quelques valeurs sortant du niveau du bruit de fond.

10.4.2 Système automatique de transmission de données des centrales nucléaires vers la DSN (ANPA) et son utilisation

Sur demande de la DSN, chacun des exploitants des quatre centrales nucléaires suisses (dont une avec deux tranches) est tenu de connecter sa partie du «Système de transmission automatique de données des centrales nucléaires vers la DSN» (ANPA), afin de lui transmettre en direct certains paramètres d'exploitation de sa tranche. ANPA permet de transmettre dans les locaux protégés (GENORA) de la DSN jusqu'à 25 paramètres de la centrale nucléaire, choisis en fonction de leur importance en situation de dérangement, de les y enregistrer et de les actualiser toutes les deux minutes. L'état-major de crise de la DSN dispose ainsi en situation d'engagement d'un moyen efficace pour rapidement prendre connaissance des circonstances du dérangement et pour en suivre l'évolution. Par le fait qu'au cours de l'exploitation des centrales nucléaires ne s'est produit aucun événement qui aurait exigé le recours au système ANPA, la DSN s'est limitée à des connexions temporaires à titre de tests de fonctionnement ou lors des exercices d'urgence.

Le système dit «ADAM» (acronyme pour Accident Diagnostics, Analysis and Management), actuellement en développement, est un

moyen informatique destiné à devenir un soutien pour l'organisation d'urgence de la DSN lors de l'interprétation des valeurs livrées par ANPA et devra donner des indications sur les évolutions possibles du déroulement d'un accident et de ses conséquences. Il s'appuie sur des modèles simplifiés, mais spécifiques, de chacune des centrales nucléaires suisses, et peut, en utilisant les paramètres livrés par ANPA, déterminer l'état actuel de l'installation concernée. ADAM est capable de modéliser et de prédire les déroulements d'accidents en amplifiant la vitesse de déroulement par un facteur pouvant atteindre 100 par rapport à ce que serait ce déroulement dans la réalité. On dispose actuellement du modèle applicable à la centrale nucléaire de Leibstadt que l'on peut utiliser pour des tests au sein de l'organisation d'urgence de la DSN. Il est prévu de développer les logiciels «ADAM» pour les trois autres centrales nucléaires, KKB, KKG et KKL, au cours des années à venir.

10.5 Principes applicables aux calculs de dispersion

10.5.1 Détermination des champs éoliens au moyen du programme WINDBANK

Avec les travaux actuellement en cours dans le cadre du projet dit WINDBANK (acronyme pour «WINDfelddatenBANK»), on vise actuellement la détermination des champs éoliens régionaux dans les zones 1 et 2 autour de la centrale nucléaire de Mühleberg. Il s'agit en fait de la continuation de ce qui a déjà été fait dans la Vallée inférieure de l'Aar, plus précisément dans les zones 1 et 2 autour des centrales nucléaires de Beznau (KKB) et de Leibstadt (KKL) et de l'Institut Paul-Scherrer (PSI). Cette série d'investigations devra permettre d'établir une banque de données météorologiques à laquelle on pourra rapidement avoir recours dans le cas d'un dérangement. Conjointement avec les valeurs actuelles de quelques stations météorologiques, il sera possible de mieux prévoir que ce n'est le cas actuellement la dispersion de substances radioactives au voisinage de la centrale nucléaire concernée.

Dans un rayon de l'ordre de 20 km autour de la centrale nucléaire de Mühleberg, on a installé 21 stations de mesure et on les a tenues en service pendant les mois de juillet à octobre 1997. Elles ont permis de mesurer, à une hauteur de 10 mètres au-dessus du sol, la direction du vent, sa vitesse, la température et l'humidité de l'air. De plus, sur le site de la centrale nucléaire de Mühleberg et en un lieu proche de la ville de Berne, on a eu recours, durant toute

la campagne de mesures, à deux appareils SODAR¹ qui permettent de déterminer le champ éolien dans l'espace à trois dimensions – c'est-à-dire y compris la composante verticale et, ainsi, les turbulences – et ceci jusqu'à des hauteurs de plusieurs centaines de mètres au-dessus du sol.

Le dépouillement de toutes ces mesures est en cours. On compte établir dans le courant du premier semestre de 1998, et pour la totalité de la région, un atlas des champs éoliens à trois dimensions sous la forme d'une banque de données.

10.5.2 Calcul de la dispersion des substances radioactives au moyen du programme ADPIC

En cas de relâchement accidentel de substances radioactives par une centrale nucléaire suisse, la DSN est coresponsable d'une appréciation, faite en temps utile, du risque radiologique qui en découle pour la population au voisinage immédiat de l'installation concernée. Dans une telle situation, on met en œuvre, en complément aux calculs de dispersion effectués à partir des données livrées par le réseau MADUK, le logiciel du modèle de dispersion ADPIC (Atmospheric Diffusion Particle-In-Cell Model). Il s'agit d'un modèle de calcul de dispersion développé aux États-Unis, très complexe, mais qui peut aussi tenir compte des champs éoliens.

Durant l'année 1997, on a installé une nouvelle version du logiciel ADPIC à la DSN et on l'a testée. En plus de modifications techniques de programmation, elle comporte l'accès aux nouvelles banques de données de la DSN concernant la topographie et les champs éoliens des sites des centrales nucléaires actuellement disponibles.

On a intégré à la banque de données des champs éoliens les classes de vent caractéristiques définies dans le cadre du projet WIND-BANK à partir des résultats de mesure obtenus jusqu'à présent dans la Vallée inférieure de l'Aar. Elles peuvent être utilisées pour des calculs de dispersion, mais avec une réserve: il n'est pas encore possible de choisir automatiquement la classe de vents appropriée à partir des données météorologiques réelles du moment. La DSN prévoit de réaliser en 1998 la détermination des caractéristiques concernant les turbulences spécifiques du lieu considéré à partir de ces données météorologiques et d'en donner une expression sous forme de valeurs paramétriques assimilables par le logiciel ADPIC.

Pour assurer une interprétation rapide des nombreuses données qui parviendraient à la DSN dans le cas d'un événement réel, il est très important et nécessaire de s'appuyer sur une présentation judicieuse des résultats des calculs de dispersion. À cet effet, afin de faciliter la visualisation des résultats livrés par ADPIC à l'écran de l'ordinateur, on a réalisé une surface de commande tactile sur l'écran lui-même par «menus» graphiques (icônes). Il conviendra encore d'optimiser cette surface des points de vue disponibilité et commodité d'utilisation.

¹ SODAR: acronyme pour «sonic detection and ranging»

11. Thèmes choisis de sécurité nucléaire et de radioprotection

11.1 Directives

Les directives et recommandations suisses applicables selon l'état établi à la fin de l'année sous revue figurent au tableau B1 de l'appendice B du présent rapport. Elles ont été établies par la DSN qui, pour certaines d'entre elles, s'est assurée la collaboration de la Commission fédérale de la sécurité des installations nucléaires (CSA) et d'autres instances de la Confédération. En 1997, la DSN a établi et mis en vigueur les deux directives suivantes:

- **HSK-R-41/d:** Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen (Directive relative au calcul de la dose d'exposition aux rayonnements dans l'environnement au voisinage des installations nucléaires due aux émissions de substances radioactives par ces dernières);
- **HSK-R-45/d:** Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken (Directive relative à la planification et à l'exécution des exercices d'urgence dans les centrales nucléaires suisses), wp en remplacement de la recommandation E-03.

Les directives de la DSN exposent la façon selon laquelle les autorités suisses de sécurité entendent remplir le mandat que la législation leur attribue, dans les domaines prescrits par celle-ci. Elles doivent créer une sécurité du droit en définissant les critères en vertu desquels ces autorités entendent évaluer les requêtes et assumer la surveillance des installations, et en les faisant connaître aux constructeurs et aux exploitants d'installations nucléaires.

Ces directives ne sont pas impératives; le requérant a le droit de proposer d'autres solutions. Lors de l'évaluation d'installations existantes, ces directives seront également consultées afin d'identifier les divergences. L'observation de ces directives facilite l'admi-

nistration de la preuve relative au niveau visé de la sécurité; les divergences doivent être évaluées de cas en cas.

Les directives de procédure HSK-R-15 et HSK-R-25 font exception: elles indiquent la façon dont la DSN désire que les notifications soient faites et n'admettent en général pas de dérogations.

11.2 Événements dans des installations nucléaires étrangères significatifs pour les installations nucléaires suisses

Parmi les événements annoncés en 1997 qui sont survenus dans des installations nucléaires étrangères, on ne signale pratiquement aucun d'entre eux dont la signification, du point de vue de la sécurité, aurait pu avoir de l'importance pour les installations indigènes et exiger des mesures immédiates. On commente néanmoins ici quelques-uns d'entre eux car ils permettent de tirer certains enseignements qui peuvent contribuer à améliorer le niveau de sécurité des centrales nucléaires suisses.

11.2.1 Inétanchéité dans le système caloporteur primaire d'un réacteur à eau pressurisée due à une fissure dans une conduite de raccordement au circuit primaire d'une pompe principale de circulation

Dans une centrale nucléaire étrangère fonctionnant à puissance nominale, une fuite apparue à l'intérieur de l'enceinte de confinement primaire, initialement minime mais allant en augmentant, indiquait une inétanchéité du circuit caloporteur primaire. Bien que le débit de fuite fût encore largement inférieur à la limite admissible, l'exploitant mit son installation à l'arrêt et identifia le siège de la fuite. Il découvrit une fissure dans une conduite de raccordement au circuit primaire dont il identifia la cause dans une fatigue thermique engendrée par une stra-

tification de température au sein du caloporteur. Le phénomène d'une fatigue sortant du cadre du dimensionnement due à une stratification cyclique de température est connu et, habituellement, on prévient son apparition par des mesures constructives. L'autorité nationale de surveillance a placé cet événement au niveau 2 de l'échelle INES.

Dans le cas présent, l'eau ne circule dans cette conduite de raccordement qu'en situation de dérangement. Durant le fonctionnement normal, une vanne isole cette conduite de la pompe d'injection. Une inétanchéité de cette vanne s'est trouvée à l'origine du fait que de faibles quantités d'eau froide ont pu s'écouler vers la portion de conduite normalement portée à la température de régime du réacteur. La stratification involontaire de cette eau a induit des différences de température dans la paroi de la conduite, d'où des contraintes thermiques dans le matériau qui, avec le temps, ont provoqué sa fatigue et, finalement, une fissure. Il est possible que, en moins d'une année, de telles fissures se forment et croissent jusqu'à devenir traversantes et donner naissance à une fuite. Dans le cas présent, on a remplacé la portion de conduite et pris les mesures pour assurer un contrôle permanent de l'étanchéité de la vanne.

Dans les réacteurs à eau pressurisée en service en Suisse, la partie correspondante est construite différemment. L'injection d'eau en situation de dérangement est assuré par des pompes distinctes dont la hauteur de refoulement ne peut pas atteindre la pression normale de fonctionnement du circuit caloporteur primaire. Il est donc physiquement impossible qu'un événement semblable s'y produise.

La situation est différente en ce qui concerne le système de contrôle volumétrique, dans lequel une petite quantité de caloporteur est constamment dérivée du réacteur et, après purification, réintroduite dans le circuit caloporteur primaire au moyen d'une pompe. Il se peut que, en raison des conditions de pression, on trouve des points de l'installation dans lesquels du caloporteur froid vienne en contact avec des portions de tubulure chaudes. La DSN entend examiner la situation dans les installations concernées.

11.2.2 Indisponibilité d'un système de sécurité d'un réacteur à eau bouillante

Le personnel d'une centrale nucléaire européenne équipée d'un réacteur à eau bouillante a découvert, peu après le redémarrage de l'installation au terme de l'arrêt destiné au renouvellement des assemblages combustibles, que le système d'injection pour l'aspersion du cœur

n'était pas disponible bien que, auparavant, on ait procédé au test de son fonctionnement et qu'on l'ait déclaré disponible. Par ailleurs, lors d'un test d'étanchéité du confinement, il est habituel de déconnecter les moteurs des pompes de ce système d'injection au moyen de sectionneurs afin d'empêcher leur démarrage intempestif, ce qui fut fait dans le cas particulier. Après l'achèvement du test de ce système d'injection, on a cependant décidé de retarder le rétablissement de la connexion de ces moteurs par souci de protection du personnel occupé à des travaux dans le «wetwell»¹. Une fois ceux-ci terminés, on a oublié de rétablir cette connexion, ce qui a laissé ces pompes indisponibles. On a identifié la cause primaire de cet événement dans une double faute, c'est-à-dire dans l'application inconséquente d'une prescription, d'une part, et, d'autre part, dans un affichage et une documentation insuffisante de la consignation des sectionneurs. On a tiré de cet événement une série d'enseignements, à savoir: application d'une procédure plus stricte et formalisée pour les consignations de composants importants pour la sécurité; documentation sans faille de ces consignations; une meilleure centralisation de l'information sur l'état des systèmes de sécurité; une vérification supplémentaire de l'état de ces systèmes avant le démarrage. L'autorité nationale de surveillance a placé cet événement au niveau 2 de l'échelle INES.

Dans les centrales nucléaires suisses, on utilise un type différent d'alimentation électrique des moteurs. C'est la raison pour laquelle un transfert direct de cet événement ne se justifie pas. La DSN a néanmoins requis de chacun des exploitants d'indiquer si des cas similaires d'indisponibilité sont possibles et, si cela était le cas, d'indiquer si le système d'alarme serait à même de l'annoncer ou si une telle situation serait identifiée au cours des contrôles périodiques. Les réponses sont encore en préparation chez les exploitants.

11.2.3 Atteinte à la fonction de dépressurisation du confinement d'un réacteur à eau bouillante

Dans le cadre de la préparation au démarrage après l'arrêt de maintenance et de renouvellement du combustible, on a procédé à un test de la fonction de suppression de la pression dans le confinement. Dans ce but, on a établi volontairement une différence spécifiée de pression entre la partie supérieure du confinement (drywell) et sa partie inférieure (wetwell) dont on devait vérifier la stabilité dans le temps.

¹ wetwell: chambre de suppression de pression (réacteur à eau bouillante)

Il est apparu que cette différence de pression ne restait pas constante: il a donc fallu conclure à une inétanchéité entre ces deux secteurs. On a effectivement constaté qu'elle provenait d'une vanne restée par erreur en position ouverte sur une conduite du système d'évacuation de gaz du drywell, alors qu'elle est normalement toujours fermée: on ne l'ouvre en effet que lors de la mise à l'arrêt de l'installation en vue du renouvellement du combustible pour évacuer du drywell l'azote servant à rendre inerte l'atmosphère (inertisation) du confinement et le remplacer par de l'air. Ceci fut fait mais on a omis par la suite de la refermer: il s'est avéré que la cause de cet oubli résidait d'abord dans le fait que l'ouverture de la vanne n'a pas fait l'objet d'une annotation appropriée au moment de la mise à l'arrêt, mais qu'il résultait aussi d'imprécisions dans les prescriptions de démarrage combinées avec des insuffisances, lors d'une relève de quart, dans la transmission des informations sur les opérations de contrôle en cours de démarrage. L'autorité nationale de surveillance a placé cet événement au niveau 1 de l'échelle INES.

Les mesures introduites par l'exploitant pour éviter à l'avenir la répétition d'un événement semblable comportent une vérification supplémentaire, entreprise suffisamment tôt lors du démarrage, de la sécurité et de la qualité, ainsi qu'un double contrôle de la position de toutes les vannes actionnées en relation avec l'arrêt de maintenance.

Bien que les centrales nucléaires suisses équipées d'un réacteur à eau bouillante soient d'une construction différente, la DSN a informé leurs exploitants de cet événement et a requis de leur part une information sur les mesures en vigueur pour éviter des fautes de cette nature. Les réponses sont encore en préparation chez les exploitants.

11.2.4 Fuite à partir d'une branche de référence du dispositif de mesure du niveau d'eau dans la cuve d'un réacteur à eau bouillante

Dans une centrale nucléaire étrangère équipée d'un réacteur à eau bouillante, une fuite extrêmement minime est apparue sur le filetage d'un bouchon de dégazage de l'une des trois branches de référence redondantes du dispositif de mesure du niveau d'eau dans la cuve du réacteur: elle a eu pour conséquence un abaissement du niveau de l'eau dans la colonne de référence et, par suite, une indication erronée (vers le haut) du signal indiquant le niveau de remplissage dans la cuve (cuve apparemment trop pleine). Par le fait que toutes les actions de protection sont déclenchées selon la logique dite «deux de trois» de la protection du réac-

teur, cette faute, qui n'est apparue que dans l'un des trois trains redondants, n'a pas eu de conséquences sur l'exploitation de la centrale. Dans le cas, supposé, de la présence de la même faute dans une seconde branche indépendante, la protection du réacteur serait intervenue, même en l'absence d'une variation réelle du niveau de remplissage dans la cuve. Une telle perturbation pourrait dégénérer en un événement difficile à maîtriser. À part les trois dispositifs de mesure mentionnés, plusieurs autres moyens déterminent en permanence le degré de remplissage de la cuve du réacteur et transmettent ces informations aux automatismes des systèmes de contrôle-commande. Mais il n'est pas aisé pour le personnel exploitant d'utiliser ces informations car les signaux émis par le système de protection du réacteur ont la priorité sur les interventions du personnel de quart. Des interventions supplémentaires seraient encore nécessaires pour que le personnel puisse effectivement bloquer des signaux erronés. L'exploitant a tiré les enseignements de cet événement: à l'avenir, on serrerait tous ces bouchons vissés jusqu'à une valeur exactement prescrite du moment de serrage; on signalerait de façon visible ceux de ces bouchons qui peuvent être à l'origine de fuites; on procéderait à un contrôle supplémentaire de leur étanchéité; on mesurerait la température des branches de référence, laquelle augmente en cas de fuite.

La DSN a informé les exploitants suisses de réacteurs à eau bouillante sur cet événement car ils disposent du même système de mesure. Mais le système de contrôle-commande des installations suisses est conçu différemment: le personnel de quart peut a posteriori plus facilement neutraliser la priorité donnée aux signaux des systèmes de protection et, par conséquent, il lui est plus facile, en cas de mesures erronées données par le système de protection, de tenir compte des indications des autres systèmes de mesure et de leur donner la priorité.

11.2.5 Ouverture intempestive de plusieurs soupapes de décharge d'un réacteur à eau bouillante

Au cours du fonctionnement normal en puissance d'une centrale nucléaire étrangère, l'apparition d'une combinaison de signaux et d'alarmes indiquait que quelques soupapes de sécurité et de décharge étaient restées ouvertes, alors qu'elles ne faisaient l'objet ni de tests, ni de travaux de maintenance. L'exploitant procéda alors à l'arrêt rapide de l'installation pour éviter un échauffement de l'eau de la chambre de suppression de la pression. Après cet arrêt, les soupapes se refermèrent automa-

tiquement suite à l'abaissement de la pression. L'exploitant a identifié la cause de ce comportement anormal dans une perturbation de l'alimentation électrique en courant continu à 24 V de la logique de commande de l'un des trains de soupapes. La DSN a requis de l'exploitant suisse d'une installation semblable son commentaire sur cet événement. Le rapport de l'exploitant est encore en préparation.

11.3 Qualification de systèmes d'examen applicables aux examens de l'inspection en service

La cuve du réacteur et d'autres composants mécaniques enregistrés dans les classes de sécurité sont soumis dans leur globalité, en général tous les dix ans, à un ensemble complet d'examens non-destructifs détaillés. Cette pratique traduit concrètement le principe de sécurité des barrières échelonnées (défense en profondeur).

Les méthodes et la façon d'établir la qualification des systèmes d'examens (procédures, équipements et personnel d'examen) font actuellement l'objet de considérations au niveau international en vue d'une formalisation du processus. À cet effet, il faut établir une instance, l'organisme de qualification (Qualification Body), qui conçoive la procédure de qualification, qui la conduise et qui juge du résultat. Cette instance doit disposer de compétences techniques et scientifiques dans de nombreux domaines, ainsi que de ressources en personnel suffisantes. Elle doit en outre être indépendante; elle doit rester à l'écart de toute influence commerciale. Avant toute chose, il faudra créer de tels «organismes de qualification» et établir les principes de bases de leur travail. Ensuite, il faudra «construire» et mettre à disposition des «objets de test» qui reproduisent de façon réaliste à la fois la situation d'examen et les «fautes» à trouver au sein des matériaux constitutifs.

Depuis 1992, la DSN a exigé, dans des cas particuliers, la qualification de systèmes d'examen. Pour dix de ces cas particuliers (projets), la qualification est déjà acquise ou le processus de qualification est en cours. Également depuis 1992, le «réseau européen de qualification de l'inspection» (European Network for Inspection Qualification, ENIQ) a établi les principes d'une «méthodologie européenne de la qualification». En parallèle, des représentants des autorités de surveillance des États membres de l'Union Européenne (UE) et de la Suisse ont formulé des exigences communes à ce sujet et les ont

rendues publiques au début de 1996 sous la forme d'un document commun. En mars 1996, la DSN a informé les exploitants suisses que toute qualification de systèmes d'examen devait être conduite selon les principes et les exigences exposés dans ce document.

Toujours en 1996, l'exploitant de la centrale nucléaire de Leibstadt a entrepris la réalisation d'un important projet visant la qualification des examens aux ultrasons des cordons de soudure d'aciers mixtes et d'aciers austénitiques des manchons de raccordement à la cuve du réacteur. L'examen de tels cordons reste encore un défi tant pour la technique d'examen que pour les examinateurs. Cet examen des manchons à KKL est au centre du premier processus de qualification en Suisse conduit dès le début selon la «méthodologie européenne de la qualification» exposée dans le document commun. C'est la raison pour laquelle ce projet constitue aussi une étude pilote pour l'introduction de cette méthodique dans les centrales nucléaires suisses et que la DSN en suit activement toutes les phases. L'application des principes à la base de cette méthodique exige que l'organisme de qualification soit une organisation autonome. Dans les circonstances actuelles, la seule voie possible est de rassembler les compétences technico-scientifiques existantes en Suisse dans ce domaine, c'est-à-dire celles de l'exploitant, de la DSN et de l'inspectorat nucléaire de l'ASIT, et de constituer un organisme mixte qui prendra ses décisions par consensus. Il s'est avéré que cette solution ad hoc est extraordinairement fructueuse et adaptée aux besoins, précisément parce que les participants se trouvent tous dans un processus d'apprentissage. À chaque phase, le processus de qualification doit satisfaire aussi bien les exigences de l'exploitant que celle des autorités de surveillance. Cette approche permet d'éviter les voies impraticables et les frottements improductifs. L'essentiel est que les tâches de l'organisme de qualification soient satisfaites correctement du point de vue technico-scientifique et restent libres de toute influence dictées par des intérêts commerciaux.

On a pu réaliser rapidement et sans retard le projet mis en place à KKL. On a débuté avec trois firmes examinatrices qui ont pu éprouver leurs techniques d'examen sur un «objet d'exercice». Plusieurs phases du projet se sont avérées nécessaires pour l'optimisation des systèmes d'examen et le choix de celui offrant les meilleures perspectives d'avenir. Au printemps 1998, le système d'examen ainsi choisi devra faire définitivement ses preuves au moyen d'un «test aveugle» sur un objet d'épreuve spécialement préparé pour le pro-

cessus de qualification. Dans ce contexte, «aveugle» indique que les examinateurs n'ont aucune connaissance détaillée des «fautes» construites dans l'objet d'épreuve, fautes qu'ils doivent trouver. Le grand avantage offert par l'approche choisie est déjà évident. Pour la vérification, importante mais difficile, des cordons de soudure des manchons de raccordement à la cuve du réacteur, l'exploitant de KKL pourra mettre en œuvre un système d'examen qui, dans son ensemble – procédure bien définie, équipement approprié et personnel compétent – se sera distingué et imposé au sein de la concurrence internationale en démontrant, dans des conditions proches de la réalité, sa capacité de déceler et d'identifier les fautes dans les matériaux, ainsi que d'en mesurer les formes et les dimensions. Les trois firmes examinatrices qui participent au projet sont conscientes de leurs forces et de leurs faiblesses; elles ont d'ailleurs achevé, ou au moins entrepris, certaines étapes de développement tenant compte de l'expérience déjà acquise.

La DSN va évaluer l'expérience acquise dans cette étude pilote, ainsi que dans les autres projets de qualification achevés en Suisse jusqu'à présent. Les conclusions qu'elle en tirera constitueront la base sur laquelle elle compte s'appuyer pour concrétiser les principes de la «méthodologie européenne de la qualification» exprimés dans le document commun mentionné ci-dessus, et ceci dans le cadre des circonstances propres à la Suisse, et pour en déduire une formulation appropriée des exigences à imposer. L'objectif est de trouver – compte tenu des ressources nationales limitées – une voie économiquement viable pour définir un processus de qualification de systèmes d'examen capable de soutenir la comparaison avec d'autres systèmes au niveau international.

11.4 Défectuosités des tubes de gainage de barreaux combustibles

Il n'est pas possible d'exclure complètement des défectuosités de gaines avec des fissures traversantes pendant le fonctionnement normal. Néanmoins, aussi longtemps que l'activité du caloporteur primaire ne dépasse pas la limite fixée dans les spécifications techniques, un fonctionnement normal avec des barreaux combustibles non étanches est possible et admissible, sans que les limites de doses du public soient violées. Malgré tout, selon le principe de radioprotection qui consiste à tenir la dose pour le public aussi basse que possible, l'exploitant et l'autorité de sécurité s'efforcent

de maintenir un fonctionnement normal sans barreaux combustibles défectueux.

Ainsi que le montre l'expérience, il faut aujourd'hui compter annuellement avec environ un barreau combustible défectueux suite à un défaut de fabrication sur 100'000 barreaux utilisés. Comme les centrales nucléaires suisses contiennent près de 160'000 barreaux de combustible, l'apparition de quelques gaines défectueuses n'est pas un fait extraordinaire. Durant le fonctionnement normal, des défectuosités de gaines peuvent être constatées par l'accroissement de l'activité des isotopes des gaz rares et de l'iode dans les effluents gazeux et dans le caloporteur du réacteur. Des défectuosités de gaines plus importantes, suivies d'une élution du combustible, peuvent être reconnues par l'augmentation de l'activité de l'isotope Np-239 dans le caloporteur du réacteur. Lorsque l'on constate que des barreaux combustibles ne sont plus étanches, on examine le cœur complet durant l'arrêt de révision subséquent à l'aide du test d'étanchéité par ressuage (sipping), par lequel l'activité des produits de fission gazeux sortant des barreaux combustibles est mesurée. On peut ainsi identifier les assemblages combustibles comportant des barreaux non étanches afin de les remplacer. On examine ensuite les assemblages et les barreaux combustibles défectueux à l'aide d'une caméra sous-marine. On peut en outre mesurer les diamètres et les longueurs des barreaux combustibles ainsi que mettre en œuvre la technique des courants de Foucault et celle des ultrasons comme moyens d'examen complémentaires. Tous ces examens ont pour but de déterminer la cause des défectuosités des gaines afin de définir et de prendre les mesures adéquates.

Des causes de défectuosité de gaines autrefois importantes furent clarifiées et, grâce aux mesures correctives prises, elles n'apparaissent plus aujourd'hui ou ont perdu de leur importance. Par exemple, dans les réacteurs à eau bouillante, la corrosion locale des gaines causée par des particules métalliques qui s'y sont déposées (CILC = Crud Induced Localised Corrosion), et que l'on avait aussi observée à la centrale nucléaire de Mühleberg, a pu être éliminée par le remplacement des tubes du condenseur à base de cuivre par des tubes en titane et par un traitement thermique amélioré des gaines. Des défectuosités de gaines causées par des courants transversaux à la suite de dommages dans l'enveloppe du cœur à la centrale nucléaire de Gösgen et dans d'autres réacteurs à eau pressurisée (core baffle jetting) n'ont plus été observées depuis la fin des années quatre-vingts grâce aux mesures prises. Aujourd'hui, on tient efficacement sous con-

trôle les effets des défauts causés par la corrosion uniforme de la gaine grâce à une vérification de l'épaisseur maximale de la couche d'oxydation de la gaine pendant chaque cycle. Finalement, le nombre de défauts de gaines causés par l'interaction entre les pastilles d'un barreau combustible (oxyde d'uranium) et le tube de gainage qui les enferme, dite interaction pastille-gaine (PCI = Pellet Clad Interaction), a diminué par l'application de prescriptions de service restrictives lors du mouvement des barres de commande et par l'application d'une couche mince de zirconium pur sur la face intérieure de la paroi de la gaine.

Durant la présente décennie, les causes primaires des défauts de gaines constatées sur les barreaux combustibles que l'on a identifiées dans les centrales nucléaires suisses sont les suivantes:

- Dommage mécanique aux gaines par des corps étrangers (KKG, KKL)
- Interaction pastille-gaine (PCI) due à un défaut de fabrication (KKL). L'amorce du dommage provient soit d'éclats de la surface formés pendant le frittage des pastilles soit par des microfissures induites pendant la fabrication des tubes de gainage.
- Usure de frottement entre les grilles de maintien et les gaines faisant suite à la corrosion intercrystalline fissurante sous contrainte apparaissant sur les ressorts placés dans la première grille au bas des assemblages combustibles (KKG)
- Affaiblissement de la paroi causé par la corrosion locale importante de la gaine dans la région des grilles de maintien inférieures (KKL). Cet affaiblissement de gaine est probablement causé par des modifications de la chimie de l'eau du réacteur et une utilisation prolongée de gaines sensibles à la corrosion. Ces phénomènes laissent en général les gaines étanches.
- Défaut de fabrication (KKB I, défaut supposé). L'investigation de la cause de défaut est en cours.

Les mesures suivantes ont été prises contre ces défauts de gaines:

- Depuis 1992, les assemblages combustibles neufs sont équipés de filtres pour la retenue de corps étrangers.
- On a mis en vigueur des prescriptions pour le maintien de la propreté des systèmes pendant les travaux de maintenance.
- On a remis en vigueur les prescriptions de services restrictives destinées à éviter l'interaction pastille-gaine (PCI) même pour des assemblages combustibles dotés de tubes de gainage avec couche de protection intérieure.

- Les fabricants des assemblages combustibles ont amélioré l'assurance qualité pour la fabrication des pastilles et des tubes de gainage.
- En ce qui concerne les grilles de maintien en position inférieure, on a remplacé les grilles en Zircaloy récemment introduites par des grilles en Inconel d'un modèle antérieur ayant fait ses preuves.
- On a modifié la chimie de l'eau du réacteur. La DSN constate que les fabricants des assemblages combustibles et les exploitants des centrales nucléaires ont porté un grand soin à la prévention des dommages aux gaines des assemblages combustibles, à l'identification des causes de ces dommages et à la mise en vigueur de mesures appropriées dans ce sens. Ceci est d'autant plus important que l'expérience de ces dernières années a mis en évidence que, à la suite de modifications de la conception des assemblages et des barreaux combustibles ou des conditions d'exploitation, de nouvelles causes et de nouvelles formes de défauts de gaines peuvent apparaître.

11.5 Effets des doses faibles de rayonnement

11.5.1 De la radiobiologie à la biologie moléculaire

Pendant plusieurs dizaines d'années, la recherche en radioprotection et en biologie des rayonnements s'est imposée, comme sujet d'étude, l'investigation des dommages les plus divers dus aux rayonnements et, comme objectif, l'identification des effets de la dose et du débit de dose sur ces dommages. Cette tâche s'est avérée très complexe et de longue haleine, particulièrement en ce qui concerne les effets des faibles doses. Par ailleurs, on a fait au cours des années récentes des progrès rapides dans le domaine de la biologie moléculaire. Cela a conduit à ce que des thèmes «classiques» de la biologie des rayonnements soient abordés sous l'angle de la biologie moléculaire et en deviennent des sujets d'étude et de recherche. Ce sont alors et d'abord les diverses étapes du dommage causé par le rayonnement au sein de la molécule que les chercheurs ont placés au centre de leur intérêt. Ces derniers n'ont dès lors plus posé la question de l'effet d'une dose donnée, mais ils ont au contraire cherché des réponses aux questions telles que: Comment une cellule reconnaît-elle chacun des dommages dus aux rayonnements? Quels sont les signaux que donnent ces dommages? Quelles réactions ces signaux provoquent-ils? Quels sont les mécanismes moléculaires significatifs pour la réparation de ces dommages

dus aux rayonnements? Les chercheurs ont abordé ces questions avec les méthodes de la biologie moderne et cela leur a permis d'acquérir de nouvelles connaissances dans ce domaine et, par la suite, les a conduits à déplacer les efforts principaux de leurs recherches en biologie des rayonnements.

En ce qui concerne la recherche en Suisse dans ce domaine, ces développements ont conduit à transformer l'ancien «Institut de biologie des rayonnements» de l'Université de Zurich en un nouvel «Institut de radiologie médicale (IMR)» dont la recherche est plus orientée vers les aspects de la médecine et de la biologie moléculaire. Mais les dommages dus aux rayonnements restent encore actuellement un thème de recherche de ce nouvel institut dont on peut attendre de nouvelles connaissances sur les effets des rayonnements sur les cellules vivantes. La DSN suit les travaux qui s'y déroulent et soutient activement ceux qui peuvent contribuer à élargir les connaissances sur les dommages dus aux rayonnements, y compris aux faibles doses.

11.5.2 Accumulation de cas de leucémie chez les enfants

En Angleterre d'abord, puis ultérieurement en Allemagne, on a constaté que, statistiquement, le nombre de cas de leucémie chez les enfants était plus élevé que la moyenne nationale au voisinage proche de certaines installations nucléaires. Il était naturellement tentant de rendre responsables de ce fait les rejets de substances radioactives de ces installations ou l'exposition aux rayonnements ionisants des pères qui y travaillaient. Afin d'éclaircir ces questions, on a conduit divers travaux de recherche, spécialement en Angleterre et en Allemagne. On a ainsi pu montrer qu'il n'existait aucun lien direct entre l'apparition de ces cas de leucémie et les rejets de substances radioactives par ces installations ou les doses individuelles accumulées par les pères. On a par contre trouvé des indices selon lesquels une infection (que l'on présume d'origine virale) peut être la cause de ces leucémies. On a aussi pu mettre en évidence qu'une fréquence localement plus élevée de leucémies (on parle d'amas de leucémies, *leukaemia clusters*) est aussi apparue dans des régions où l'on envisageait la construction d'une centrale nucléaire, mais que celle-ci n'a jamais été réalisée. En fait, on n'a pas encore pu trouver une explication satisfaisante des raisons à l'origine d'une accumulation locale des cas de leucémies chez les enfants.

Les investigations les plus récentes publiées dans un rapport de l'Université de Mayence en juillet 1997 sous le titre «Études épidémiolo-

giques concernant l'apparition de leucémies chez les enfants en Allemagne» incluent le district de Waldshut (Allemagne, près de la frontière suisse), reflétant le fait que la centrale nucléaire de Leibstadt se trouve au voisinage immédiat de la localité portant ce nom. On a inclus les données relatives à ce district dans une analyse concernant spécifiquement le voisinage de six sites de centrales nucléaires. Il en ressort que les auteurs du rapport estiment que les données relatives à Waldshut ne posent pas de problème particulier et qu'elles ne donnent aucun indice d'une fréquence plus élevée de leucémies dans cette région. Cette appréciation est cohérente avec les résultats d'une investigation conduite par les services du Registre cantonal zurichois des cas de cancer sur sol suisse au voisinage de la centrale nucléaire de Leibstadt et basée sur les statistiques de mortalité dans cette région.

11.6 La culture de sécurité et le facteur humain

L'appréciation de la culture de sécurité (ou de sûreté)¹

La dénomination «culture de sûreté» a fait son apparition lors de la première réunion organisée par l'AIEA au sujet de l'accident de Tchernobyl. Depuis, on a tenté à de nombreuses reprises de donner un contenu tangible à cette expression. L'AIEA a publié en 1992 un document préparé par son Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire (en anglais INSAG) dans lequel on a défini la culture de sûreté et l'on a décrit les caractéristiques tangibles de cette culture tant chez les personnes en tant qu'individus que dans les organisations. La culture de sûreté englobe une manière de penser et un comportement dirigés consciemment vers la sûreté, ce qui implique une attitude autocritique et un échange soigné et suivi d'informations. La culture de sûreté renforce le concept de «défense en profondeur (*defence in depth*)».

¹ Note du traducteur: Remarque au sujet des termes sécurité et sûreté: le terme «sécurité» tel qu'il est utilisé en Suisse correspond au terme «sûreté» utilisé en France, dans d'autres pays francophones et dans les organisations internationales (équivalent en anglais «safety» et en allemand «Sicherheit»); inversement «sûreté» en Suisse, équivalent de l'anglais «security» et de l'allemand «Sicherheit», correspond plus ou moins à «sécurité» en France et dans les organisations internationales. Ces divergences se sont introduites au tout début de l'utilisation de l'énergie nucléaire et il est impossible de les éliminer sans modifier de très nombreux textes, notamment la totalité des textes législatifs dans le domaine nucléaire.

Au cours des années récentes, la sous-commission «personnel et organisation» de la CSA a débattu intensément du thème «culture de sûreté» et elle rassemblé un certain nombre de conclusions exprimant les vues de la CSA et de la DSN à ce sujet sous le titre «Culture de sûreté dans une installation nucléaire, réflexions sur son évaluation et sa promotion» dans un rapport qu'elle a publié, en allemand, durant l'année sous revue (KSA 7/75, «Sicherheitskultur in einer Kernanlage, Gedanken zur Bewertung und Förderung»). Ce rapport commente aussi quelques propositions concernant l'évaluation de la culture de sûreté. Ce faisant, on a concrétisé en 1997 les contributions apportées par la chaire de psychologie du travail et de l'organisation de l'Université de Berne au projet de recherche «analyse situative de la culture de sûreté» (SitASK) auquel les centrales nucléaires suisses ont activement contribué. L'objectif de ce projet est de vérifier s'il est possible, au moyen de ce que l'on nomme les interviews situatives, de déterminer l'ampleur du développement qu'a atteint la prise de conscience de ce qu'est la sécurité et de tout ce qui la conditionne au sein d'une organisation (ici celle d'une centrale nucléaire). La DSN salue l'intérêt manifesté par les exploitants pour ce projet et elle y voit une contribution active à la promotion de la culture de sûreté.



Formation et entraînement du personnel d'exploitation dans le simulateur de la centrale nucléaire de Leibstadt
Source: centrale nucléaire de Leibstadt

Culture de sûreté, une culture ouverte à la considération des erreurs

Si l'on veut éviter les erreurs humaines, il convient de contrer la tendance naturelle aux erreurs routinières par une disposition adéquate des aires de travail (ergonomie, prescriptions et instructions, processus, etc.). Des analyses systématiques contribuent à identifier les situations et les circonstances génératrices d'erreurs et, ainsi, à les éliminer.

Grâce aux dispositions prises dans les installations nucléaires (conception, défense en profondeur, redondances, etc.), il est extrême-

ment rare que des erreurs entraînent des conséquences indésirables du point de vue de la sécurité. Le plus souvent, les auteurs d'erreurs eux-mêmes ou leurs collègues de l'équipe (de quart, en particulier) les découvrent immédiatement et les corrigent. Une contribution importante à l'amélioration de la sécurité serait de saisir systématiquement toutes ces erreurs, considérées comme «presque événements» – qui ont l'avantage de n'avoir conduit à aucune conséquence défavorable – en vue de les soumettre à la discussion de leurs causes, discussion sensiblement plus facile et plus détendue en l'absence de telles conséquences. Néanmoins, l'annonce spontanée de ces presque événements nécessite préalablement un climat de travail particulier basé sur la confiance mutuelle et la volonté de transparence. Il est pour cela nécessaire que les personnes de qui l'on attend de telles annonces soient sûres qu'elles n'encourent aucune sanction à la suite d'une telle annonce spontanée. Un climat de travail qui satisfait ces conditions est l'un des éléments favorable d'une culture de sûreté digne de ce nom.

Les exploitants des centrales nucléaires suisses et leur personnel ont reconnu la valeur des constatations faites lors d'un presque événement: ce personnel est donc entraîné dans ce sens et encouragé à l'annonce spontanée de tels «événements».

11.7 Évaluation d'événements dans des centrales nucléaires

11.7.1 Directives de la DSN concernant les notifications

Conformément aux exigences des directives HSK-R-15 et R-25 de la DSN, les exploitants d'installations nucléaires situées en Suisse sont tenus d'annoncer à la DSN (notification) les événements qui s'y sont produits. L'objectif de cette notification est triple:

- Notification d'événements en vue d'une identification précoce de points faibles et de leur élimination.
- Notification de dérangements nécessitant une alarme de l'organisation d'urgence de la DSN et d'autres autorités.
- Notification d'événements que le public peut aisément constater afin que l'autorité de surveillance (la DSN) puisse se faire sa propre opinion et, de là, informer rapidement la population.

Pour des raisons pratiques et afin d'atteindre cet objectif, la DSN maintient le système éprouvé de classification qu'elle a introduit depuis plusieurs années. Ce système prend en

compte la signification de tels événements du point de vue de la sécurité en les attribuant à des classes clairement définies: classe U pour des événements mineurs non-enregistrés; classe B pour ceux qui n'ont qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité; classe A pour ceux qui sont importants du point de vue de la sécurité; classe S pour les dérangements graves et les accidents; par ailleurs, les événements dits «d'intérêt public» mais qui n'ont aucune signification du point de vue de la sécurité reçoivent le signe distinctif Ö (pour «öffentliches Interesse»).

11.7.2 Échelle internationale des événements nucléaires, INES (de l'anglais «International Nuclear Event Scale»)

Mettant à profit l'expérience acquise par certains pays membres, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA, Vienne), en collaboration avec ses États Membres, a développé et proposé l'«Échelle internationale des événements nucléaires», INES (de l'anglais «International Nuclear Event Scale»); l'AIEA l'a mise à disposition dès 1990 pour en tester l'utilisation et elle l'a mise définitivement en service en 1992.

L'objectif de l'échelle INES est de placer la signification des événements qui se sont produits dans des installations nucléaires dans la perspective juste et objective des aspects de sécurité, et ceci spécialement à l'intention des médias et du public. À cet effet, l'AIEA a établi et mis à disposition le «Manuel de l'utilisateur de l'échelle INES» qui constitue l'étalon valable pour tous les pays pour décider du niveau de l'échelle auquel un événement doit être placé. L'AIEA joue un rôle central de coordination dans l'échange des notifications d'événements. Chaque État Membre qui a décidé de faire partie du «système INES» et de l'appliquer s'engage à lui communiquer tous les événements à partir du niveau 2 de l'échelle afin qu'elle puisse en communiquer l'annonce aux autres États Membres. Par ailleurs, l'AIEA organise à ce sujet un échange d'expérience entre les États Membres participants afin de favoriser une unité de vue complète dans une mise en pratique effectivement uniforme de l'échelle. C'est particulièrement dans le domaine inférieur de l'échelle (niveaux de 0 à 1, quelquefois même jusqu'au niveau 2) qu'il est effectivement difficile de spécifier des critères capables d'éviter complètement des différences dans les «appréciations d'expert» portées sur de tels événements. Déjà du point de vue technique, en raison du nombre élevé de types divers d'installations dans les pays participant au système INES, lesquels ont en plus établi des dispositions relatives à la sécurité différen-

tes d'un pays à l'autre, il est pratiquement impossible d'arriver à une «normalisation» des dérangements, qui pourtant serait immédiatement utilisable dans «l'approche INES» de leur évaluation.

La Suisse a participé depuis le début au développement et à la mise au point du système INES et de son échelle; elle est membre de l'organisation INES et elle utilise son échelle. Cette participation au système INES et l'utilisation de son échelle ne remplacent en aucune façon le devoir de notification des exploitants suisses au sens de la directive HSK-R-15 de la DSN, mais elles constituent un complément à l'information du public.

En principe et dans les grandes lignes, deux niveaux successifs de l'échelle INES se distinguent, en ce qui concerne la gravité ou la signification du point de vue de la sécurité, par un facteur compris entre 10 et 100, c'est-à-dire qu'un événement de niveau 1 est environ 10 à 100 fois moins grave qu'un événement de niveau 2. L'appréciation d'un événement et son attribution à l'un des niveaux se font selon trois aspects qui sont:

- «atteintes aux dispositions de sécurité» (allant du niveau 1 au niveau 3),
- «conséquences limitées à des effets internes à l'installation» (allant du niveau 2 au niveau 5) et
- «conséquences radiologiques à l'extérieur de l'installation» (allant du niveau 3 au niveau 7).

Les divers critères utilisés sont indiqués sous une forme simplifiée dans le tableau B2 de l'appendice B. Les accidents proprement dits apparaissent au niveau 4 et au-dessus.

L'attribution d'un événement à l'un des niveaux de l'échelle INES présente l'avantage de comparer la signification de cet événement à un étalon internationalement reconnu. Cela permet, grâce à une méthode d'évaluation commune, d'éviter efficacement des interprétations erronées, ailleurs dans le monde, des notifications et des rapports concernant de tels événements, et aussi de les placer correctement dans la perspective de la sécurité. Dans pratiquement tous les pays, c'est l'autorité de surveillance qui rédige et adresse à l'AIEA une notification INES ou, au minimum, elle la vérifie. Cette pratique est à même d'assurer dans le monde entier une politique d'information du public claire et transparente, grâce à l'indépendance existant entre l'autorité de surveillance et l'exploitant de l'installation concernée.

11.8 Soupapes de retenue équipées d'amortisseurs de coups de bélier dans le système d'approvisionnement en eau alimentaire à KKL

En novembre 1987, en relation avec son programme « mesures à prendre contre les effets des accidents graves – intégrité de l'enceinte de confinement », la DSN avait requis les informations relatives au comportement des conduites d'eau alimentaire et des vannes anti-retour en cas de rupture de conduite.

Des analyses de la conduite d'eau alimentaire de KKL des points de vue de la thermohydraulique et de la mécanique des structures avaient mis en évidence que les forces de pression (coups de bélier) résultant d'une rupture complète de la conduite atteindraient une intensité inadmissible non seulement pour la conduite du côté du réacteur, mais aussi pour ses supports et pour les vannes anti-retour. Les conséquences en seraient telles que l'on ne pourrait pas exclure d'autres ruptures de conduites ni même la perte de l'intégrité de l'enceinte de confinement. L'exploitant de KKL avait fait part à la DSN de son intention de remplacer les six clapets anti-retour existants, trois dans chacune des deux conduites d'eau alimentaire, par des soupapes de retenue à siège incliné et équipées d'amortisseurs de coups de bélier.

En 1996, l'exploitant a effectivement monté six soupapes de retenue de ce type avec un piston amortisseur dans les deux conduites alimentaires. En cas d'actionnement, de telles soupapes se ferment très rapidement durant la phase initiale; par contre, durant la phase finale, la forme géométrique du piston ralentit le processus de fermeture, ce qui diminue sensiblement les transitoires de pression qui pourraient endommager les conduites concernées de l'installation. Pour un débit normal, la soupape s'ouvre de façon autonome; en l'absence de débit, le poids propre du piston est à même de fermer la soupape. En cas de rupture de la conduite d'eau alimentaire en dehors du confinement, le caloporteur s'écoule alors en force en sens inversé depuis la cuve du réacteur et ferme la soupape. On voit donc que la soupape est mue par le fluide qu'elle contrôle.

Au terme de l'installation de ces six soupapes de retenue, on a procédé avec succès à tous les tests de fonctionnement; on a cependant dû constater que l'on n'était pas parvenu du premier coup à satisfaire les exigences relatives à l'étanchéité pour toutes les soupapes. Il est apparu que ces inétanchéités avaient pour

cause une déformation mécanique des corps de soupape due aux travaux de soudage. La réparation des surfaces d'étanchéité n'a pas permis de résoudre complètement ce problème pour toutes les soupapes.

Durant l'arrêt de maintenance 1997, on a retravaillé mécaniquement la soupape de retenue dont l'étanchéité n'était pas suffisante en 1996. Les tests d'étanchéité se sont révélés satisfaisant pour les six vannes de retenue.

La mise en place à KKL de ces soupapes de retenue équipées d'amortisseurs de coups de bélier apporte une contribution à l'augmentation du niveau de sécurité de cette installation. Il est utile de rappeler ici que les mêmes considérations de sécurité avaient conduit à exiger de l'exploitant de KKL qu'il installe des soupapes de retenue d'un même genre de construction, ce qui fut fait en 1995.

12. Recherche en matière de sécurité nucléaire



Les méthodes complexes de mesures physico-chimiques ont été adaptées aux conditions des cellules chaudes et sont à disposition pour les investigations sur les combustibles nucléaires

Source: PSI, Villigen

Dans le cadre du mandat qu'elle a reçu de l'autorité politique, la DSN, en sa qualité d'autorité de surveillance, doit évaluer la sécurité des centrales nucléaires suisses en comparant le niveau à celui découlant de l'état actuel de la science et de la technique et, le cas échéant, d'en déduire les mesures nécessaires qu'il convient d'exiger des exploitants pour élever encore ce niveau. Dans ce contexte, la DSN soutient et encourage de manière ciblée divers projets de recherche et d'étude dans des domaines importants de la sécurité nucléaire vue sous l'angle de l'autorité de surveillance. Ces projets se répartissent dans trois domaines et prennent l'une des formes suivantes:

- Projets de recherche à l'Institut Paul-Scherrer (PSI) et dans les Hautes Écoles;
- Mandats particuliers attribués à des bureaux d'ingénieurs-conseils en Suisse et à l'étranger;
- Participation à divers projets internationaux de recherche.

On commente succinctement dans la suite les divers projets de recherche et d'étude mandatés, soutenus et suivis par la DSN.

12.1 Maîtrise de la contamination dans les réacteurs à eau légère (PSI, Würenlingen/Villigen)

Ce projet de recherche vise à une meilleure compréhension du mécanisme de fixation des radionucléides dans les couches d'oxyde immergées de la surface des composants de réacteurs à eau légère. Parmi ces radionucléides, le cobalt-60 occupe une place prépondérante car il est à l'origine de la part principale de la dose accumulée par le personnel durant les travaux de maintenance.

Durant l'année sous revue, les spécialistes du PSI ont concentré leurs travaux de recherche sur les thèmes suivants:

- Détermination des coefficients de transfert des matières:

Des mesures plus précises du bilan des masses, conduites dans des autoclaves statiques de petite dimension, ont permis de déterminer les coefficients de transfert des matières pour le cobalt

- Tests de vérification des effets d'ions métalliques bivalents:

Afin de diminuer le dépôt de nucléides radioactifs, on injecte dans le caloporteur primaire (eau du réacteur) de certains réacteurs à eau bouillante des ions bivalents de zinc. Des considérations thermodynamiques conduisent à penser que d'autres ions métalliques bivalents ont aussi le pouvoir de rendre plus difficile le dépôt de cobalt. Dans le cadre de tests de vérification (screening tests) conduits dans des autoclaves équipés d'agitateurs dans des conditions représentatives de celles régnant dans un réacteur à eau légère, on a pu montrer que l'addition de zinc ou de cobalt inactif diminue le dépôt de cobalt radioactif, tandis que le cuivre peut, au contraire, amplifier ce dépôt. On a aussi constaté que l'addition d'autres ions métalliques bivalents en plus de ceux du zinc pouvait annuler cet effet positif.

- Installation et mise à l'épreuve de dispositifs de mesures électrochimiques:

On a pu développer avec succès de nouveaux dispositifs de mesure efficaces pour l'investigation des processus électrochimiques à la surface de structures placées dans les conditions représentatives de celles régnant dans un réacteur à eau légère. Les premiers résultats obtenus sur un acier du type 1.4571 montrent que, déjà à basse température, la passivité de la surface (formation d'un film protecteur) peut être annulée.

Le PSI et la firme KWU-Siemens ont signé un contrat de transfert des droits de brevet relatifs à l'oxydation préalable (pré-oxydation) de l'acier inoxydable. Au sujet des corrosions inhabituellement élevées des tubes de gainage des barreaux combustibles à la centrale nucléaire de Leibstadt, l'équipe de projet chargé de ce thème a formulé des propositions d'examen post-irradiatoires pour en identifier les causes et les mécanismes.

Les connaissances relatives au dépôt de cobalt à la surface des composants du circuit caloporteur primaire des réacteurs à eau bouillante sont, pour la DSN, un élément important de l'appréciation des aspects de radioprotection du personnel pendant le fonctionnement en puissance et durant l'arrêt de maintenance.

12.2 Corrosion intercristalline fissurante sous contrainte dans les aciers constitutifs des composants de réacteurs à eau bouillante en contact avec de l'eau chaude (PSI, Würenlingen/Villigen)

12.2.1 Cuve du réacteur

Ce projet de recherche a pour objet l'investigation du comportement à long terme des composants de centrales nucléaires en acier ferritique en ce qui concerne la corrosion intercristalline fissurante sous contrainte, et cela dans les conditions représentatives des réacteurs à eau bouillante (caloporteur: eau sous environ 70 bars et 290 °C).

Au cours des années antérieures de cette recherche, les spécialistes du PSI avaient porté l'accent, d'une part, sur les investigations expérimentales visant la détermination des paramètres ayant une influence sur la corrosion intercristalline fissurante sous contrainte et, d'autre part, sur la modélisation de la vitesse de croissance des fissures dues à cette corrosion dans les aciers ferritiques utilisés pour la construction des cuves de réacteur.

Les aciers de ce type que l'on a étudiés, en particulier ceux caractérisés par une très faible teneur en soufre, jouissent d'une très grande stabilité vis-à-vis de la corrosion transcristalline fissurante sous contrainte lorsqu'ils se trouvent sous des charges mécaniques stationnaires typiques du fonctionnement des réacteurs à eau bouillante dans les conditions normales d'exploitation. Parmi les quelque 150 éprouvettes étudiées jusqu'à présent, on n'a observé aucun indice de l'apparition d'une croissance durable de fissures dues à ce type de corrosion. Les travaux actuellement en cours répètent ces investigations sur des éprouvettes à haute teneur en soufre.

Les spécialistes du PSI ont développé un modèle théorique de la cellule électrochimique de dissolution capable de calculer la progression des fissures en fonction de la chimie locale de l'eau dans la région du front de la fissure. Les premiers résultats montrent que les processus électrochimiques dans la cellule de dissolution restent limités au voisinage immédiat du front de la fissure.

Afin de comparer la technique expérimentale et d'assurer la qualité des résultats, on a conduit un exercice international portant sur une série d'essais de comparaison auquel participent plusieurs institutions reconnues. Dans le cas particulier, à part le PSI, les autres parti-

cipants sont le Laboratoire d'essais des matériaux de Stuttgart (MPA-Stuttgart), la firme KWU-Siemens à Erlangen, l'Institut technique Valtion de Finlande (VTT-Finland). Par ailleurs, afin d'arriver à une meilleure compréhension des résultats expérimentaux concernant la croissance des fissures dans les aciers ferritiques utilisés pour la construction des cuves de réacteur, on s'est adressé à l'Institut Fraunhofer de Fribourg-en-Brigau (D) pour établir une modélisation des processus mécaniques à l'extrémité de la fissure.

12.2.2 Structures internes de la cuve du réacteur

Bien que l'on connaisse les principaux facteurs qui jouent un rôle dans les phénomènes de corrosion intercrystalline fissurante sous contrainte favorisés par l'irradiation (IASCC) dans les aciers austénitiques constituant les structures internes de la cuve du réacteur, on n'a pas encore pu élucider complètement les mécanismes physico-chimiques régissant ces phénomènes. C'est la raison pour laquelle la DSN a l'intention de proposer et d'encourager un projet de recherche au PSI axé sur les phénomènes «IASCC». Dans ce contexte, le PSI a déjà procédé à une étude préliminaire visant à recenser l'état des connaissances dans ce domaine, ce qui doit permettre de décider en connaissance de cause du contenu et de l'étendue d'une telle recherche. La compréhension de ces mécanismes de corrosion est particulièrement recherchée en raison de la discussion actuellement en cours au sujet des fissures apparues sur la jupe du cœur du réacteur de la centrale nucléaire de Mühleberg.

La DSN a l'intention de promouvoir le développement de ce projet de recherche au niveau international dans le cadre du «Groupe coopératif de recherche IASCC» (CIR). Son objet est d'approfondir les connaissances des phénomènes «IASCC» et de développer des dispositions et des mesures propres à y faire face. Les exploitants de centrales nucléaires suisses et le PSI ont décidé de participer aux travaux de ce groupe CIR.

12.3 Modèle de simulation pour l'analyse des transitoires en Suisse (STARS III) (PSI, Würenlingen/Villigen)

L'objectif du projet STARS III est l'établissement de modèles de simulation de transitoires applicables à toutes les centrales nucléaires suisses afin de mettre à disposition, notam-

ment de la DSN, les moyens de déterminer analytiquement leur comportement lors de dérangements. Les activités poursuivies au PSI dans la troisième phase de ce projet se répartissent en trois domaines qui comportent: l'achèvement et la validation des modèles de centrales nucléaires; les analyses relevant de la recherche; et un support scientifique au profit de la DSN.

Dans ces trois domaines, les spécialistes du PSI ont pu conduire et achever des travaux importants répondant aux objectifs.

– Modélisation des centrales nucléaires et validation des modèles

Les spécialistes du PSI ont poursuivi la mise en œuvre des codes de calcul RETRAN-3D et CORETRAN développés par l'Institut de recherche en matière d'énergie électrique EPRI (Electrical Power Research Institute, USA) pour l'analyse du comportement des installations en situation de dérangement: ils les ont en particulier testés avec succès à l'aide d'exemples concrets pour la centrale nucléaire de Leibstadt (essais de mise en service, analyses relatives au cœur du réacteur) et pour celle de Beznau (comportement des générateurs de vapeur en charge partielle, analyses relatives au cœur du réacteur avec des assemblages combustibles du type MOX). Ils ont en outre conduit quelques analyses de détail pour valider certains éléments de modélisation.

– Analyses relevant de la recherche

Les spécialistes du PSI ont concentré leurs efforts sur l'achèvement des analyses de stabilité des réacteurs à eau bouillante appliquées à la centrale nucléaire de Leibstadt et sur la mise à disposition de modèles de calcul concernant l'évaluation des incertitudes.

– Support scientifique au profit de la DSN

Durant l'année sous revue, les spécialistes du PSI ont procédé à des analyses et des évaluations des possibilités d'assurer le refroidissement du cœur de la centrale nucléaire de Gösgen dans divers états de fonctionnement et dans diverses situations de dérangement et on en a comparé les résultats avec ceux obtenus par l'exploitant et par le constructeur. Dans le cadre de la vérification périodique de la sécurité de cette centrale, on a conduit une évaluation détaillée des programmes de calcul utilisés pour l'analyse des dérangements.

Les spécialistes concernés (DSN, PSI) ont conduit une partie de ces travaux en collaboration étroite avec des partenaires étrangers, notamment avec l'EPRI, en ce qui concerne la poursuite du développement de ces codes.

Les résultats de ces travaux trouvent naturellement leurs prolongements dans les procédures d'autorisation de la DSN.

12.4 Analyse de la fiabilité humaine (Human Reliability Analysis HRA); (PSI, Würenlingen/Villigen)

Depuis le début de 1997, un groupe de recherche du PSI travaille au projet «Analyse de la fiabilité humaine» (en anglais Human Reliability Analysis, HRA) supporté en commun par la DSN, les centrales nucléaires suisses et le PSI. Ce projet HRA, considéré comme partie intégrante des études probabilistes de sécurité (EPS), est voué à l'étude de l'influence des actions du personnel exploitant sur le déroulement des dérangements dans le but d'en incorporer les résultats dans les EPS. Durant l'année sous revue, on a traité des thèmes suivants:

Thèmes des études en Suisse

Dans l'étude probabiliste de sécurité (EPS) de Gösgen, on a pris en compte les actions des opérateurs au moyen de la méthode dite des indices de probabilité de succès (en anglais «Success Likelihood Index Methodology», SLIM) qui, pour la quantification (calcul des probabilités de succès des actions), a recours à des valeurs provenant d'autres EPS. Afin d'éprouver la solidité des résultats, les spécialistes du PSI ont analysé certaines des actions des opérateurs au moyen d'autres méthodes distinctes de SLIM. Globalement, de tels calculs permettent aussi de comparer les méthodes entre elles. L'exploitant de Gösgen soutient ces travaux.

Thèmes actuels de la recherche

Les méthodes actuelles du domaine «HRA» ne permettent pas de prendre systématiquement en considération les erreurs de manipulation (dénommées en anglais «Errors of Commission» EoC), c'est-à-dire les actions spontanées qui ne sont pas exigées par les prescriptions d'exploitation et qui, dans certaines circonstances, peuvent négativement influencer le déroulement d'un accident. Les spécialistes du PSI ont entrepris en 1997 le développement d'une méthode d'analyse de ces erreurs de manipulation. Cette méthode, que l'on a présentée dans une étude pilote, identifie les erreurs de manipulation rendues apparentes par la documentation accompagnant la notification des événements particuliers; elle comporte en outre une analyse systématique des conditions et circonstances qui ont conduit à l'erreur. Au

niveau international, l'analyse de ces erreurs de manipulation est la première des priorités de la recherche entreprise dans le domaine «HRA».

Méthodes futures de l'analyse de la fiabilité humaine

On entend simuler l'interaction entre l'opérateur et l'installation au moyen d'un modèle dynamique. La première application du modèle servira à la vérification des prescriptions pour les cas de dérangement (c'est-à-dire des instructions que l'opérateur doit suivre en situation de dérangement). À l'avenir, il conviendra d'identifier les conflits possibles entre les intentions de l'opérateur et les prescriptions d'exploitation ou pour situation d'urgence durant le déroulement d'un scénario de dérangement et d'évaluer les conséquences possibles d'erreurs de manipulation sur le déroulement de ce dérangement. La proposition du PSI d'appliquer un modèle dynamique constitue une innovation prometteuse dans le domaine «HRA».

12.5 Radioécologie (PSI, Würenlingen/Villigen) Comportement des radionucléides issus de centrales nucléaires dans l'Aar et le Rhin (EAWAG - Dübendorf)

Il faut connaître le comportement des radionucléides rejetés dans la biosphère par les installations nucléaires si l'on veut pouvoir estimer les doses qui en résultent pour la population. Le projet de recherche «radioécologie» du PSI a pour objet le comportement des radionucléides dans les sols et les plantes. Le programme de l'EAWAG s'intéresse, de son côté, à celui des radionucléides dans les eaux de surface que constituent l'Aar et le Rhin.

Les spécialistes du PSI ont concentré leurs travaux en 1997, d'une part, sur la participation de la Suisse au projet SEMINAT de l'Union Européenne et, d'autre part, sur la poursuite du développement du logiciel de modélisation CHECOSYS. Ce projet SEMINAT, dont l'objectif est d'étudier la «dynamique à long terme des radionucléides dans des environnements semi-naturels», comporte un volet «investigations et essais dans la nature» auquel la Suisse a participé activement durant l'année sous revue. Quant au logiciel de modélisation CHECOSYS, il permet, en partant des concentrations de radionucléides dans l'air et dans le sol, de calculer les doses reçues par les personnes de la population et d'apprécier les mesu-



Travaux dans une boîte à gants du Laboratoire chaud (Hotlabor) du PSI

Source: PSI, Villigen

res prises dans le domaine de l'agriculture pour limiter ces doses. Dans ce dernier domaine, on s'est particulièrement intéressé à l'influence de l'intensité des précipitations sur la capacité des feuilles des plantes à fixer des radionucléides et à celle de la procédure de prise d'échantillons d'herbe sous la pluie sur les résultats de mesures.

Partant des connaissances nouvellement acquises au sujet du comportement des radionucléides dans les eaux de surface en aval des centrales nucléaires suisses, on a démarré à l'EAWAG un nouveau projet d'investigation destiné à répondre plus précisément aux questions concernant le chimisme des radionucléides dans les eaux rejetées et dans les eaux fluviales et concernant le rôle des colloïdes et des particules de nature biologique dans les mécanismes de transport. Durant l'année sous revue, les spécialistes de l'EAWAG ont surtout amélioré et complété les techniques de mesure, les modalités de la prise d'échantillons et les stations de surveillance. Suite aux progrès faits dans la caractérisation chimique des radionucléides dans les eaux de rejet et dans les eaux fluviales, on constate de plus en plus clairement qu'une partie importante du radiocobalt prend la forme de complexes organiques, ce qui augmente très considérablement sa mobilité en milieu aqueux.

La DSN, en collaboration avec la Section de la surveillance de la radioactivité (SUeR de l'OFSP) et avec l'Institut de radiophysique appliquée (IRA, Lausanne), évalue de façon continue les résultats issus de ces deux projets au fur et à mesure de leur acquisition et les met à profit dans la pratique, en particulier pour constamment tenir à jour le plan de prises d'échantillons dans les cours d'eau en aval des centrales nucléaires.

12.6 Radiochimie analytique et dosimétrie (PSI, Würenlingen/Villigen)

Dans le cadre des projets de recherche de radiochimie analytique et de dosimétrie, le PSI traite, en étroite collaboration avec la DSN, un certain nombre de thèmes spéciaux qui appartiennent à ces deux domaines et qui présentent un intérêt particulier du point de vue de la surveillance des rayonnements.

En 1997, dans le domaine de la radiochimie analytique, le PSI a poursuivi le développement des procédés de détermination de certains radionucléides, notamment du plutonium et des actinides, dans les excréctions corporelles et dans les sols.

En ce qui concerne les travaux de dosimétrie, l'essentiel des activités s'est concen-

tré sur l'achèvement et les formalités de réception du nouveau système de dosimétrie neutronique pour les personnes qui sera mis en service régulier au PSI au début de 1998. Le PSI a de plus poursuivi, dans le cadre d'un projet de recherche de l'Union Européenne, ses travaux de développement d'un dosimètre personnel électronique qui éveille un grand intérêt dans les milieux spécialisés.

Ces travaux de recherche et de développement sont très utiles à l'autorité de surveillance pour ses tâches de contrôle de la radioprotection et trouvent directement leurs applications pratiques.

12.7 Relations entre la dose et ses effets, investigations et études de biologie moléculaire sur la mortalité due au cancer au voisinage des installations nucléaires suisses (Institut de radiobiologie médicale, Zürich; PSI, Würenlingen/Villigen; Institut de médecine sociale et préventive, Zürich)

Afin d'assurer que soient prises toutes les dispositions propres à garantir une protection aussi complète que possible du personnel des installations nucléaires et de la population contre les rayonnements ionisants, la DSN promeut les recherches dans le domaine des effets des faibles doses. Cette promotion englobe trois programmes différents.

L'un des secteurs de recherche englobe les mécanismes, au niveau de la cellule, capables de réparer les dommages dus au rayonnement ou, si une telle réparation s'avère impossible, de détruire la cellule défectueuse. Le projet de recherche considéré dans ce domaine vise à améliorer la compréhension du comportement de systèmes biologiques sous l'effet des rayonnements ionisants. Les connaissances ainsi acquises sont caractérisées par un potentiel élevé de mise en œuvre, et cela aussi en dehors du domaine de la radioprotection.

Une autre activité de recherche comprend l'investigation approfondie de la relation entre la dose et ses effets dans la plage des doses faibles au moyen, d'une part, de l'étude de la littérature spécialisée et, d'autre part, de la mise en valeur des travaux de recherche conduits ailleurs dans le monde. Toute nouvelle découverte relative aux effets des faibles doses

est bienvenue car les connaissances dans ce domaine sont encore incomplètes.

Durant l'année sous revue, le Registre cantonal zurichois des cas de cancer a réexaminé une nouvelle fois la répartition, dans le temps et dans l'espace, des cas de mortalité due aux cancers parmi la population plus particulièrement au voisinage proche de la centrale nucléaire de Leibstadt. Il ressort de ce réexamen que l'on n'a constaté, ni dans l'ensemble de la population, ni parmi les classes d'âge de la jeune génération des communes concernées, aucune particularité statistique qui pourrait être mise en relation avec la mise en service de la centrale nucléaire en 1984.

12.8 Influence de la convection naturelle à l'intérieur de l'enceinte de confinement sur la dépressurisation contrôlée au travers de filtres à la suite d'un accident grave avec fusion du cœur: Projet REVENT II (Institut d'ingénierie chimique, EPF - Zurich)

Toutes les centrales nucléaires suisses sont équipées d'un système de dépressurisation du confinement au travers de filtres permettant, après un accident grave avec fusion du cœur du réacteur, d'abaisser la pression dans l'enceinte primaire et de relâcher de façon contrôlée l'atmosphère post-accidentelle contaminée de cette enceinte et, par là, de diminuer très considérablement la contamination à long terme de l'environnement au voisinage de la centrale. Le projet REVENT a pour objectif, en vue d'une application pratique, l'investigation des mécanismes de transport des substances radioactives en suspension dans cette atmosphère post-accidentelle et de celles apparaissant par vaporisation à partir des puisards du bâtiment du réacteur vers le filtre de dépressurisation.

La question qui se pose est double: c'est d'abord celle de l'importance du relâchement des aérosols radioactifs hors des puisards du bâtiment du réacteur dans l'atmosphère post-accidentelle du confinement; c'est ensuite celle de la fraction de ces aérosols qui finalement parvient dans le système de filtrage. Dans les analyses de sécurité établies jusqu'à présent, on avait estimé l'amplitude de ces

processus au moyen d'un facteur empirique dit de «réentraînement».

À cet effet, on a construit à l'École polytechnique fédérale de Zurich un banc d'essai pilote au moyen duquel il est possible d'exécuter, grâce à l'échelle choisie, des expériences représentatives. Au printemps 1997, on a pu achever la première phase du projet REVENT avec la publication d'un mémoire de thèse. Les résultats obtenus montrent que les principes adoptés à l'époque comme base de conception et de dimensionnement du système de dépressurisation du confinement au travers de filtres ont effectivement conduit à une réalisation capable de faire face à une situation plus pessimiste que celle indiquée par les résultats expérimentaux. On peut donc appliquer pratiquement ces connaissances nouvelles au choix des mesures concrètes à prendre dans le cadre de la gestion des accidents telles que le moment de la dépressurisation, la limitation de l'exposition du personnel, la limitation des effets de la chaleur résiduelle de désintégration des substances radioactives dans le filtre.

Afin de mieux comprendre, d'une part, le comportement thermodynamique des puisards en ce qui concerne la formation des aérosols lors de la vaporisation résultant de la détente faisant suite à la dépressurisation de l'enceinte de confinement et, d'autre part, de déterminer plus précisément les conditions de convection au sein de l'atmosphère résultant de l'accident, on a mis en route un autre projet, qui fera suite au projet REVENT, sous la forme d'un travail de thèse, actuellement en cours, dont l'un des objectifs d'investigation est d'étudier, pour la première fois, ce qui se passe lors de l'assèchement des puisards, à la suite duquel il faut s'attendre à une production accrue d'aérosols.

Durant les huit premiers mois de ce nouveau projet, on a effectué les travaux suivant conformément au plan de recherche et d'essai:

- Transformation de l'installation pilote et évaluation des équipements de mesure supplémentaires nécessaires à la détermination des champs de vitesses;
- Simulation de la convection dans l'atmosphère de l'enceinte d'essai durant la phase de dépressurisation à l'aide de programmes de calculs tridimensionnels basés sur la méthodes des éléments finis;
- Optimisation des procédures de mesure sur la base des résultats de la simulation.

On a procédé aux travaux de simulation en étroite collaboration avec l'Institut royal de technologie, à Stockholm (Suède), qui a reçu comme hôte le candidat au doctorat chargé de cette simulation. Grâce à l'appui des spécialistes de cet institut, il lui a été possible d'arriver

à bout de la masse considérable de ces calculs en quelques semaines.

À l'occasion de deux conférences internationales (European Aerosol Conference et FISA 97), on a pu présenter les résultats de la première phase de ce projet et en discuter dans les cercles de spécialistes.

12.9 Perfectionnement des méthodes de l'aéroradiométrie (Institut de géophysique, EPF - Zurich)

Depuis 1989, l'Institut de géophysique de l'EPFZ établit périodiquement la carte radiométrique du sol au voisinage des centrales nucléaires suisses et du PSI au moyen de mesures aérogammasspectrométriques faites à partir d'un hélicoptère. Les résultats de ces campagnes de mesure, qui incluent le rayonnement radioactif de sources artificielles aussi bien que naturelles, permettent de suivre dans le temps l'évolution de ce rayonnement et, le cas échéant, d'apprécier les variations notables sur de grandes surfaces qui se produiraient au voisinage des installations nucléaires.

L'objectif attaché à ce projet de recherche est actuellement de continuer le développement et l'amélioration des équipements de mesure de l'aérogammasspectrométrie et des logiciels destinés à leur fonctionnement. Il convient en particulier de parvenir à réaliser un transfert «en ligne» des données de mesure depuis l'hélicoptère à une station terrestre et un dépouillement en temps réel, afin de mettre les résultats de ce dernier rapidement à disposition en situations d'urgence. Par ailleurs, ce projet inclut une participation active à des projets internationaux dans ce domaine qui ont pour objectifs de contribuer au développement et à l'établissement de méthodes normalisées de mesure et de dépouillement et à l'amélioration de la compatibilité des données transnationales.

De plus, les spécialistes de ce projet ont pu mettre à profit les survols de mesure effectués durant l'année sous revue pour montrer que, dans son principe, la transmission digitale des données entre l'hélicoptère et une station au sol au moyen d'un téléphone sans fil portable (Natel D) est réalisable. En complément, ils ont procédé à quelques essais et vérifications au sujet de l'utilisation de systèmes d'informations géographiques et, en particulier, du «système de positionnement global par différences» (de l'anglais Differential GPS) pour assurer

un meilleur positionnement du lieu de mesure pendant le vol.

Une campagne commune de mesure conduite par les équipes suisse et autrichienne d'aéroradiométrie a permis de comparer les systèmes de mesure, d'accorder les appareils de mesure les uns aux autres et de les étalonner.

Les équipes suisse et anglaise d'aéroradiométrie ont pu s'entendre au sujet d'une participation coordonnée à la partie «European Concerted Action on Airborne Gamma Spectrometry» du projet ECEAGS (European Co-ordination of Environmental Airborne Gamma-ray Spectrometry) de l'Union Européenne.

12.10 Capacité de résistance aux contraintes sismiques des murs porteurs dans les centrales nucléaires (Basler & Hofmann, Zurich)

La Suisse participe au projet de recherche de l'OCDE visant à la validation des calculs antisismiques des murs de refend dans les centrales nucléaires. Les données de base utilisées à cet effet proviennent des résultats obtenus au Japon dans le cadre d'essais sur des modèles de mur au moyen de tables à secousses ou à ébranlement destinées à simuler les contraintes d'origine sismique.

Durant l'année sous revue, on a principalement comparé les différentes méthodes de calcul mises en œuvre par les divers participants au projet dans le cadre de discussions critiques. Au premier plan de ces discussions, on a débattu des questions relatives au degré de fiabilité et au niveau de précision des calculs sur modèles dans le domaine proche de la rupture, ainsi que celles de l'identification des modèles de calcul susceptibles de livrer les meilleurs résultats. On peut résumer les conclusions importantes de la manière suivante:

- La procédure la plus utilisée, basée sur la méthode des éléments finis et appliquée aux bétons armés soumis à des contraintes dynamiques dans le domaine non linéaire, ne permet pas encore d'atteindre le niveau de précision désiré car on manque encore d'expérience dans l'application des relations non linéaires choisies pour décrire les propriétés des matériaux.
- L'utilisation de modèles dynamiques non linéaires pour décrire le comportement à la rupture des bétons fortement armés des murs de refend peu «élancés» – c'est-à-dire dont la hauteur est inférieure à la longueur

– s'avère encore trop exigeante en temps et en efforts dans les applications pratiques.

En ce qui concerne les centrales nucléaires suisses, ces travaux confirment que les calculs antisismiques faits jusqu'à présent au sujet de leurs murs de refend peu «élancés» en béton fortement armé ont donné des résultats pessimistes, c'est-à-dire assurant une marge de sécurité certaine. On pourra tenir compte de cette constatation à l'avenir lors de calculs de vérification et d'analyse de sécurité. Une autre utilisation des connaissances acquises ou confirmées dans le cadre de ce projet concerne l'évaluation des affaiblissements, constatés ou présumés, des structures porteuses en relation avec la surveillance du vieillissement.

Un rapport final détaillé publié en 1997 a marqué le succès de ce projet et son achèvement.

12.11 Contribution suisse au projet NESC 1 pour sa partie «choc thermique sous contrainte de pression» PTS (Pressurised Thermal Shock) (Basler & Hofmann, Zurich)

Les chocs thermiques sont des transitoires qui soumettent la cuve du réacteur à des contraintes particulièrement élevées. Cette constatation concerne surtout les récipients soumis à un rayonnement neutronique intense et de longue durée les rendant fragiles.

Le «Réseau d'évaluation de composants en acier» («Network for Evaluation of Steel Components», NESC) a organisé un projet international dont l'objectif est, d'une part, d'étudier expérimentalement et, d'autre part, d'analyser numériquement les chocs thermiques engendrés par l'injection d'eau froide dans la cuve du réacteur alors qu'elle est sous pression. La participation suisse à ce projet comporte une contribution dans le domaine des méthodes de calcul et d'analyse sous l'angle de la mécanique des fractures visant à concrétiser les connaissances et les résultats acquis en recommandations utilisables dans la pratique.

Durant l'année sous revue, on a terminé dans le temps fixé la préparation de la contribution suisse, y compris les calculs de prévision des essais prévus que l'on a achevés et documentés. Quant aux essais eux-mêmes, on les a exécutés avec succès à l'autorité britannique compétente en matière d'énergie atomique (UKAEA). Le dépouillement des résultats de ces essais est encore en cours dans divers

laboratoires ou institutions. On compte disposer du rapport final vers le milieu de 1998.

12.12 Interactions corium-structures-eau durant les accidents graves dans les réacteurs à eau légère (Institut royal de technologie (RIT), Stockholm)

Ce projet de recherche «Interactions corium¹-structures-eau durant les accidents graves dans les réacteurs à eau légère» («Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents LWRs») se déroule à l'Institut royal de technologie, à Stockholm (Suède), et six organisations en assurent le financement. À part la DSN, les autorités de surveillance des États-Unis (US NRC) et de Suède (SKI), ainsi que quelques exploitants de centrales nucléaires du Nord de l'Europe, soutiennent ce projet. En outre, l'Union Européenne apporte son soutien à certaines parties du projet.

Durant l'année sous revue, on a concentré les travaux sur les aspects suivants:

- Contrainte thermique sur le fond de la cuve du réacteur due au corium:
On cherche par là à répondre à deux questions: (1) comment se déroule la défaillance (rupture) de la cuve et (2) si l'on peut éviter cette rupture uniquement par un refroidissement externe de la cuve. On a développé un logiciel de simulation sensé représenter ces mécanismes avec lequel on pourra calculer l'action du corium sur le fond et les parois de la cuve.
- Investigations des interactions entre eau et corium lors de l'écoulement de ce dernier hors de la cuve
Ces travaux apportent une contribution importante à la discussion des interactions entre eau et corium qui sont toujours l'objet de controverses dans les milieux de spécialistes en ce qui concerne la possibilité et les effets d'une explosion de vapeur après la rupture de la cuve du réacteur. Un aspect important à considérer dans le cadre de ces investigations est la fragmentation du corium au contact de l'eau qui fait l'objet de l'effort principal tant au niveau expérimental qu'à celui du développement de modèles analytiques.

¹ Note du traducteur: «corium» est le nom donné à l'agglomérat de substances résultant de la fusion accidentelle du cœur (vient de «core» qui désigne le cœur en anglais)

- Défaillance locale de la cuve du réacteur
Une défaillance de la cuve du réacteur peut se produire dans le secteur des manchons de traversées du fond de la cuve car, du point de vue de la résistance des matériaux, de telles parties constituent des points faibles. Il se pose alors la question de savoir comment une telle ouverture dans la paroi du fond de la cuve s'élargit (ablation) sous l'action du corium liquide qui s'y écoule. La réponse à cette question est d'autant plus importante qu'elle contribue à donner une information explicite sur la quantité de corium sortant de la cuve et implicite sur la possibilité (même si elle est improbable) et l'amplitude d'une explosion de vapeur et d'un échauffement par rayonnement de l'enceinte de confinement («Direct Containment Heating»).
- Répartition et refroidissement du corium liquide dans l'enceinte de confinement
Les travaux à ce sujet couvrent le comportement de la masse de corium en fusion à partir de l'instant de la rupture de la cuve du réacteur, c'est-à-dire son écoulement et sa répartition au fond de l'enceinte de confinement (sur le sol du bâtiment du réacteur) et la possibilité de refroidir cette masse. Les investigations expérimentales cherchent à déterminer comment et jusqu'où le corium liquide va s'écouler avant de se solidifier. Les grandeurs initiales importantes sont l'état du sol du bâtiment du réacteur (sec ou mouillé), la quantité de corium et la température de l'eau de refroidissement.

12.13 Collaboration au Projet de recherche de l'OCDE à Halden (OECD Halden Reactor Project) dans le domaine de la vérification et de la validation des logiciels (Institutt for energiteknikk, Halden, Norvège)

La DSN a délégué un informaticien diplômé de l'EPF dans le groupe «Vérification et validation des logiciels» du Projet de recherche de l'OCDE à Halden (OECD Halden Reactor Project) afin d'acquérir de l'expérience et la compétence nécessaire dans le domaine du développement formel des logiciels et, ultérieurement, de mettre en œuvre ces connaissances dans les applications pratiques.

Durant l'année sous revue, on a évalué des instruments et des méthodes applicables au

développement formel des logiciels et on les a utilisés dans le cadre d'un projet concret, ce qui a permis de rassembler les premières constatations ressortant de la mise en œuvre pratique de ces méthodes formelles.

12.14 Programme de recherche PHEBUS (Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN, France)

En juillet 1997, l'Office fédéral de l'énergie (OFEN) a signé un contrat avec l'Institut de Protection et de Sûreté nucléaire (IPSN) permettant à la Suisse d'accéder au projet international de recherche Phébus PF (produits de fission), dont l'objet est une investigation expérimentale du déroulement d'un accident avec fusion du cœur. Il s'agit de reproduire à une échelle réduite la chaîne des principaux processus physiques et chimiques jouant un rôle au cours d'un tel accident. Particulièrement intéressants dans ce contexte sont la fusion du combustible, le relâchement d'iode, sa répartition et son comportement vis-à-vis des mécanismes de séparation et de précipitation, ainsi que la production d'hydrogène. Ce contrat établit et assure la participation active du PSI en tant qu'établissement national suisse de recherche. Les travaux de recherche du PSI dans le domaine des accidents graves sont ainsi rattachés et inclus dans un projet international jusqu'en 2002.

12.15 Projet «Amplificateur d'énergie» du Prof. C. Rubbia

Le projet «Amplificateur d'énergie» du Prof. C. Rubbia prévoit un réseau sous-critique de matière fissile dans la plage rapide du spectre neutronique, avec du plomb liquide comme caloporteur pour évacuer la chaleur produite et un accélérateur destiné à la production de neutrons rapides. La combinaison d'un arrangement sous-critique et d'un accélérateur devrait rendre possible le maintien d'une réaction en chaîne de fission des noyaux fissiles. Le système caloporteur devrait comporter environ 10'000 tonnes de plomb à une température minimale de l'ordre de 400 °C. L'intention de le faire fonctionner par circulation du plomb liquide en convection naturelle exige un réacteur de dimension considérable, la hauteur de l'arrangement de matière fissile atteignant environ 30 mètres. Le cycle de combustible envisagé

dans le cadre de ce projet d'amplificateur d'énergie devrait utiliser le thorium-232 et l'uranium-233, tandis que la maîtrise des accidents graves devrait se baser sur des dispositifs de sécurité agissant passivement.

L'évaluation de ce projet «Amplificateur d'énergie» qu'un groupe d'experts de la DSN a faite à l'intention de l'OFEN a montré que la conception d'un tel système paraît réalisable d'un point de vue physico-technique et que, par comparaison avec les réacteurs nucléaires actuels, cet «amplificateur d'énergie» aurait un comportement plus favorable dans certaines situations de dérangement (accident de réactivité, brusques transitoires de puissance). Cependant, sa réalisation pratique nécessite aussi la solution d'une série de problèmes pas encore ou insuffisamment étudiés. Il faut citer ici le comportement des matériaux envisagés pour la réalisation, notamment leur interaction avec le plomb liquide caloporteur à des températures élevées, la garantie d'une puissance suffisante de l'accélérateur, ainsi que la fiabilité élevée exigée de celui-ci pour assurer un fonctionnement sûr de l'installation. En se basant sur l'état actuel des connaissances, il apparaît que l'amplificateur d'énergie ne peut pas se passer d'une préparation aux situations d'urgence pour la protection de la population au voisinage de l'installation car on a identifié des scénarios de dérangement pouvant conduire à des dommages au combustible nucléaire et à des relâchements de radioactivité.

L'une des prétentions liées à la conception de cet amplificateur d'énergie est d'apporter une contribution à l'élimination des déchets radioactifs (transmutation de radionucléides). Dans son principe même, cette élimination n'est cependant pas réalisable car, au niveau de la réalisation industrielle, elle exige le développement d'une technologie de retraitement compliquée (cycle de combustible thorium-uranium) et la mise à disposition d'un entrepôt de désactivation qu'il faudra maintenir en exploitation durant plusieurs centaines d'années. De plus, en ce qui concerne la gestion de grandes quantités de plomb contaminé résultant de l'exploitation de cet amplificateur d'énergie, on n'a proposé jusqu'à présent aucune solution.

13. Écoles du PSI

L'Institut Paul-Scherrer comprend deux écoles, établies sur son site «Est»: l'École d'opérateurs de réacteurs (qui inclut une École Technique reconnue par la Confédération) et l'École de radioprotection.

13.1 École d'opérateurs de réacteurs

L'École d'opérateurs de réacteurs offre au personnel des installations nucléaires suisses la formation théorique de base et des possibilités de «rafraîchissement» des connaissances au moyen de la formation permanente (cours de répétition). Elle inclut une École de techniciens spécialisés dans la technologie des centrales nucléaires, qui est reconnue par la Confédération comme École Technique (ET) et qui permet d'acquérir le diplôme de «technicien de centrale nucléaire ET»; cette école est placée sous la surveillance conjointe de l'Union des centrales suisses d'électricité (UCS), de l'Office fédéral de l'industrie, des arts et métiers et du travail (OFIAMT) et de la DSN. L'École d'opérateurs de réacteurs s'appuie sur sept collaborateurs et dix enseignants chargés des cours techniques.

En avril 1997, deux candidats à la fonction de technicien de centrale nucléaire provenant de la centrale nucléaire de Beznau ont terminé avec succès leur formation de base à l'école d'opérateurs de réacteurs du PSI en réussissant les examens de «technicien de centrale nucléaire ET». Simultanément, trois ingénieurs ETS venant également de Beznau ont terminé leur formation de base en obtenant le certificat de diplôme ETS.

Par ailleurs, en ce qui concerne les participants à des cours antérieurs de l'École d'opérateurs de réacteurs donnés à l'époque où le titre de «technicien de centrale nucléaire ET» n'existait pas encore et la possibilité de rafraîchir leur formation antérieure et de la faire reconnaître pour obtenir ce titre sans devoir refaire tous les cours et les examens, la remise des huit derniers certificats de diplôme de «technicien de centrale nucléaire ET» en 1997 a marqué la clôture de cette procédure spéciale de reconnaissance de la formation antérieure. Durant les années 1992 à 1997, 68 anciens

participants ont mis à profit cette procédure spéciale pour acquérir ce titre.

En juin 1997 a débuté le onzième cours pour ingénieurs de réacteur, qui durera jusqu'en avril 1998 et que trois ingénieurs ETS venant de la centrale nucléaire de Beznau suivent pour acquérir leur formation théorique de base.

Afin d'approfondir leurs connaissances en électrotechnique, 45 participants venant de la centrale nucléaire de Leibstadt ont pris part à quatre cours de répétition spécialement organisés dans ce domaine.

13.2 École de radioprotection

L'École de radioprotection du PSI offre, à tous les niveaux et depuis de nombreuses années, des cours de formation et de perfectionnement reconnus officiellement. Durant l'année sous revue, quelque 3'000 participants ont suivis ces cours de radioprotection, dont 77 % provenait des professions médicales et des organisations d'urgence. On a organisé pour la première fois en 1997, d'une part, des cours de formation pour les médecins désireux d'obtenir une autorisation d'exploitation d'appareils à rayons X et, d'autre part, des cours spécialement destinés aux enseignants des écoles secondaires supérieures (gymnases). En 1997, le corps enseignant de cette École de radioprotection comptait cinq enseignants à plein temps.

On dénombre une vingtaine de cours donnés dans les secteurs appartenant spécifiquement au domaine soumis à la haute surveillance de la DSN et auxquels environ 470 personnes ont participé, dont environ 200 d'entre elles venaient des centrales nucléaires et 200 autres du PSI. Il est intéressant de noter que 18 collaborateurs de la DSN, ainsi que quelque 50 personnes provenant d'autres milieux (entre autres des chimistes de services cantonaux et de l'industrie) ont mis à profit l'une ou l'autre des possibilités de formation en radioprotection. Les thèmes enseignés se sont répartis, comme pour les années antérieures, entre les divers domaines d'activité et ont été adaptés aux diverses disciplines (par exemple: techniques de mesure, travaux de laboratoire, services du feu, transports de substances radioactives, etc.).

14. Affaires internationales

14.1 Convention internationale sur la sûreté nucléaire

Chaque pays utilisant l'énergie nucléaire pour des applications civiles a développé sa propre méthode de surveillance des installations nucléaires. Il en résulte souvent des exigences, des procédures, des degrés de réglementation qui diffèrent d'un pays à l'autre. L'AIEA a cherché, au moyen de recommandations aux États Membres, d'arriver à une certaine harmonisation, si ce n'est à une unification, de ces méthodes. Il en est résulté avec le temps un ensemble d'exigences fondamentales minimales qui peut être considéré comme une base pour assurer une exploitation sûre des centrales nucléaires. L'AIEA a formulé ces exigences de manière claire et en a fait un ensemble cohérent et complet de principes et de règles qu'elle a publié comme recommandations sous la dénomination «Safety Fundamentals» dans le No. 110 de sa Collection Sécurité. Cet ensemble d'exigences a finalement trouvé une expression impérative dans la Convention sur la sûreté nucléaire proposée à la signature et à la ratification des États en septembre 1994.

La Convention sur la sûreté nucléaire est entrée en vigueur le 24 octobre 1996 et, après que les Chambres fédérales l'aient ratifiée, elle est devenue impérative pour la Suisse le 11 décembre 1996. Cette Convention oblige les États signataires à prendre les mesures propres à satisfaire les exigences qu'elle formule et à remettre périodiquement un rapport national faisant le point sur la satisfaction de ces exigences.

Les représentants des parties contractantes ayant déjà ratifié la Convention ont tenu en avril 1997 la réunion préparatoire prévue à l'article 22 de celle-ci et à laquelle la Suisse a participé: ils ont approuvé les directives concernant la préparation des rapports nationaux prévus à l'article 5, les directives concernant l'examen de ces rapports et les règles de procédure de la première réunion d'examen selon l'article 21; ils ont en outre fixé les dates de la première réunion d'examen (12 avril–2 mai 1999), de la première réunion d'organisation (29 septembre–2 octobre 1998) et de la remise des rapports nationaux (29 septembre 1998).

La Suisse satisfait depuis longtemps la plupart des exigences de cette Convention. Il y a cependant deux domaines, correspondant à deux obligations de la Convention, qui nécessitent une vérification approfondie de la situation en Suisse. En ce qui concerne le premier domaine, la Convention requiert que soit appliqué un programme d'assurance de la qualité pour toutes les activités significatives du point de vue de la sûreté nucléaire. La DSN devra donc vérifier si les mesures de l'assurance de la qualité prises par les exploitants suisses et par la DSN elle-même satisfont à l'esprit de l'obligation. Quant au second domaine, la Convention insiste sur la garantie de l'indépendance dans le cadre de la haute surveillance exercée sur les installations nucléaires, c'est-à-dire une séparation stricte entre l'autorité de surveillance (en Suisse la DSN), d'une part, et toutes les autres organisations s'occupant de la production d'énergie, d'autre part. Cette exigence remet en question la place de la DSN au sein de l'Office fédéral de l'énergie.

Dès le milieu de l'année, on a pris à la DSN les dispositions devant permettre d'établir en temps utile le rapport que la Suisse devra remettre. Il s'agit d'un travail considérable qui exigera un gros effort durant la première moitié de 1998.

14.2 Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs

En 1995, un groupe international d'experts a entrepris d'établir le texte d'une convention concernant la gestion sûre des déchets radioactifs. Une majorité de ces experts était de l'avis qu'il fallait, en plus des déchets, inclure les assemblages combustibles usés dans une telle convention. C'est ainsi que le groupe d'experts a décidé d'élargir dans ce sens le champ d'application de cette convention. Les objectifs de la convention sont l'établissement et le maintien dans le monde entier d'un haut degré de sécurité, l'assurance que soient prises des dispositions efficaces contre une mise en dan-

ger possible à toutes les étapes de la maintenance et du traitement des assemblages combustibles usés et des déchets radioactifs, ainsi que la prévention des accidents.

Le texte définitif de la « Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs » a été approuvé lors d'une conférence diplomatique réunie à Vienne en septembre 1997. La Suisse a signé cette Convention le 29 septembre 1997 au cours de la 41^{ème} Conférence générale ordinaire de l'AIEA sous réserve que le Parlement la ratifie.

14.3 Contacts bilatéraux de la Suisse avec l'étranger

14.3.1 Allemagne

La Commission germano-suisse de la sécurité des installations nucléaires (DSK) a tenu en octobre 1997 sa 15^{ème} réunion à Heidelberg, en Allemagne. Les deux délégations se sont mutuellement informées sur les modifications les plus importantes de la législation dans les deux pays, sur leurs activités et sur les événements qui se sont produits. De plus, la DSK a révisé et ajusté les mandats de ses groupes de travail, qui sont actuellement au nombre de quatre: 1. Sécurité des installations; 2. Protection en situation d'urgence; 3. Radioprotection; 4. Gestion des déchets radioactifs. Chacun de ces groupes de travail bilatéraux se réunit habituellement une fois par année pour échanger leurs informations et leurs vues sur les divers thèmes que sont les événements, l'expérience acquise, les nouveautés de la législation et des directives et guides, les procédures de la surveillance, les nouveaux problèmes, les exercices d'urgence, l'application harmonisée ou coordonnées des recommandations internationales, les échanges de données, l'interprétation de résultats de mesure, etc.

Depuis quelques temps déjà existent des contacts entre la DSN et l'autorité bavaroise de surveillance des installations nucléaires (Ministère bavarois du développement et des questions d'environnement: Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen - BStMLU). En avril 1997, ces deux autorités se sont rencontrées durant deux jours à Munich et ont en outre invité l'organe d'expertise compétent en Bavière pour les questions de sécurité nucléaire, c'est-à-dire l'Association allemande pour la surveillance technique, domaine «énergie et technologie des systèmes (Technischer Überwachungsverein, Energie und Systemtechnik TÜV ET). On a abordé lors de cette rencontre les thèmes majeurs suivants: (1) vérification périodique de

la sécurité (VPS); (2) surveillance des centrales nucléaires dans leur globalité; (3) facteurs humains considérés comme un ensemble complet; (4) enregistrement de données concernant la surveillance des installations et les analyses de fiabilité. Les deux autorités ont en outre convenu de se rencontrer au moins une fois par an pour un échange d'information.

14.3.2 France

La Commission franco-suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS) a tenu en juin 1997 sa 8^{ème} réunion à Genève. Les deux délégations ont échangé des informations en particulier sur la culture de sécurité¹, sur la technologie de contrôle-commande à base digitale, sur les valeurs limites des taux de combustion d'assemblages combustibles, sur les inspections, sur les événements qui se sont produits, sur la surveillance du vieillissement dans les installations et sur la gestion des déchets radioactifs. La délégation française, de son côté, s'est exprimée sur les décisions concernant la centrale nucléaire de SUPER-PHENIX. Dans le but d'améliorer et d'approfondir l'information mutuelle sur les inspections, la CFS a en outre décidé, lors d'inspections choisies dans l'une des installations nucléaires de l'un des deux pays, d'intégrer dans les équipes d'inspection de ce pays des inspecteurs de l'autre pays (inspections dites «croisées»). De telles inspections en commun devraient être organisées et avoir lieu en 1998.

Des représentants suisses ont pu observer en octobre 1997 le déroulement d'un exercice d'urgence combiné franco-allemand (basé sur le scénario d'un événement sensé se produire à la centrale nucléaire de Fessenheim) au siège de la Préfecture du Haut-Rhin à Colmar, en Alsace (F), et au siège de la Présidence gouvernementale locale (Regierungspräsidium) du Bade-Wurtemberg, à Fribourg-en-Brisgau (D).

14.3.3 États-Unis d'Amérique (USA)

Afin de continuer à mettre en valeur la collaboration éprouvée, et excellente, entre les autorités de sécurité nucléaire des États-Unis et

¹ Note du traducteur – Remarque au sujet des termes sécurité et sûreté: le terme «sécurité» tel qu'il est utilisé en Suisse correspond au terme «sûreté» utilisé en France, dans d'autres pays francophones et dans les organisations internationales (équivalent en anglais «safety» et en allemand «Sicherheit»); inversement «sûreté» en Suisse, équivalent de l'anglais «security» et de l'allemand «Sicherheit», correspond plus ou moins à «sécurité» en France et dans les organisations internationales. Ces divergences se sont introduites au tout début de l'utilisation de l'énergie nucléaire et il est impossible de les éliminer sans modifier de très nombreux textes, notamment la totalité des textes législatifs dans le domaine nucléaire.

celles de la Suisse, c'est-à-dire l'Autorité de surveillance de l'énergie nucléaire des États-Unis (United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC) et l'Office fédéral de l'énergie (OFEN), ont signé en septembre 1997 une prolongation de cinq ans de l'accord existant. Le champ d'application de cet accord englobe les domaines suivants:

- l'échange d'informations techniques en relation avec la réglementation, la haute surveillance de la sécurité nucléaire et de la gestion des déchets radioactifs, l'examen de la compatibilité des installations nucléaires avec la protection de l'environnement, ainsi que les programmes de recherche en matière de sécurité nucléaire;
- des projets communs dans le domaine de la réglementation et de la recherche en matière de sécurité nucléaire;
- l'échange de collaborateurs des autorités de sécurité nucléaire sur des périodes prolongées pour élargir et amplifier l'échange d'expérience et l'information réciproque.

14.3.4 Russie

Les objectifs du projet helvético-russe SWISRUS englobent, d'une part, la formation des spécialistes russes aux méthodes des études probabilistes de sécurité (EPS) et, d'autre part, l'évaluation critique de la sécurité de la tranche 5 de la centrale nucléaire russe de Novovoronezh, équipée d'un réacteur VVER de 1000 MWe de puissance nominale, au moyen de ces méthodes. Ce sont les spécialistes du «Centre scientifique et technique pour la sécurité nucléaire et radiologique» (Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety, SEC NRS), à Moscou, qui assure l'exécution du travail, mais en collaboration étroite avec l'exploitant de la centrale nucléaire. Ce projet est financé par la Direction du développement et de la coopération (DDC) du Département fédéral des affaires étrangères (DFAE) et il est dirigé par la DSN.

La première phase de ce projet était axée essentiellement sur une EPS prenant en compte ce que l'on nomme «les événements initiateurs d'origine interne». Cette étude est maintenant terminée et les résultats en sont consignés dans un rapport détaillé. L'étude elle-même et ses résultats ont été rendus publics et présentés lors d'une conférence de presse tenue à Berne en octobre 1997. Cette étude a montré que, pour la tranche 5 de la centrale nucléaire de Novovoronezh, la fréquence d'un endommagement du cœur du réacteur accompagné de fusion du combustible par suite de l'un des événements initiateurs d'origine interne est d'un ordre de grandeur dépassant 10^{-3} par année. En comparaison avec les réac-

teurs à eau légère de construction occidentale, cette valeur est relativement élevée: en effet, pour la plupart de ces derniers, la valeur correspondante est généralement inférieure à 10^{-4} par an et, pour les centrales nucléaires suisses, elle ne dépasse pas une valeur calculée de l'ordre de 10^{-5} par an.

En s'appuyant sur les indications ressortant de cette EPS, on a pu identifier une série de mesures relativement simples qui, dès qu'elles seront toutes réalisées, amélioreront sensiblement la sécurité de l'installation. Ces mesures, relativement peu coûteuses financièrement parlant et dont l'exploitant a déjà réalisés les moins coûteuses, c'est-à-dire celles n'exigeant pas un financement international, permettent d'améliorer d'un facteur de l'ordre de 5 à 10 le niveau de sécurité de la tranche 5 de la centrale nucléaire de Novovoronezh, c'est-à-dire que la fréquence d'un endommagement du cœur du réacteur va diminuer et se trouver aux environs de $5 \cdot 10^{-4}$ par an.

Un résultat important de cette phase I du projet SWISRUS est le fait que l'on est parvenu à constituer une équipe de scientifiques engagés qui est désormais en mesure de conduire de façon autonome une EPS relative aux événements initiateurs d'origine interne conforme à l'état actuel de la science et de la technique. Il est de plus remarquable que l'exploitant soit dorénavant devenu capable d'apprécier plus correctement les avantages et les faiblesses de son installation et, surtout, qu'il ait de son propre chef procédé immédiatement aux améliorations à sa portée. Une telle prise de conscience des points forts et des faiblesses de sa propre installation est en effet une condition nécessaire pour réaliser des améliorations efficaces de la sécurité des installations nucléaires en Russie.

À la date du 1^{er} juillet 1997, on a pu commencer la phase II du projet SWISRUS qui devrait s'achever au milieu de l'an 2000. Elle comporte les thèmes suivants:

- Utilisation dans l'installation du modèle de l'EPS comme «outil quotidien»;
- Nouvelle EPS prenant en compte les «événements initiateurs d'origine externe» tels que les séismes, les inondations provenant de l'extérieur, etc., ainsi que les incendies et les inondations d'origine interne;
- Appréciation de la fonction de confinement lors d'accidents graves (analyse au niveau 2 de l'EPS).

Lorsque l'équipe de scientifiques russes aura remis et présenté les résultats de la phase II du projet SWISRUS, elle aura démontré qu'elle possède les instruments nécessaires pour conduire une analyse de risque complète et qu'elle sait s'en servir pour finalement calculer le ris-

que que constitue une installation nucléaire pour l'environnement dans son voisinage.

14.3.5 Slovaquie

Dans le cadre du projet SWISSLOVAK (collaboration helvético-slovaque) que la Direction du développement et de la coopération (DDC) du Département fédéral des affaires étrangères (DFAE) finance, on a, lors de la phase initiale, réuni en un groupe, dit groupe de sécurité nucléaire, les collaborateurs nouvellement engagés par l'autorité slovaque de sécurité nucléaire afin de les former à leurs nouvelles tâches. Cette formation s'est étendue aussi bien aux analyses déterministes que probabilistes (EPS) de la sécurité nucléaire. Après une instruction de base aux principes d'une EPS de niveau 1 et à la mise en œuvre des logiciels pour ordinateur RELAP 5 et MELCOR pour des applications orientées vers la pratique, ce groupe s'est engagé au traitement de problèmes concrets et spécifiques des installations nucléaires slovaques.

Ce groupe de sécurité nucléaire est maintenant suffisamment bien instruit pour être engagé dans l'accomplissement des tâches de l'autorité slovaque de surveillance nucléaire, c'est-à-dire la vérification de la sécurité des centrales nucléaires de Bohunice et de Mochovce. Ce groupe a le statut d'une division autonome subordonnée directement au Président de l'autorité slovaque de sécurité nucléaire.

14.3.6 Argentine

Durant l'année sous revue, la DSN et l'autorité argentine de sécurité nucléaire (ARN) ont signé un accord concernant l'échange d'informations et d'expérience.

Appendice A

Tableaux

Tableau A1	Données concernant l'exploitation des centrales nucléaires suisses en 1997	95
Tableau A2	Effectifs du personnel au bénéfice d'une licence et effectifs totaux dans les centrales nucléaires à fin 1997	96
Tableau A3	Événements particuliers enregistrés en 1997	97
Tableau A4a	Vue d'ensemble des rejets de substances radioactives dans l'environnement en 1997 et des doses qui en résultent pour les individus de la population 1ère partie: centrales nucléaires de puissance	98
Tableau A4a	2ème partie: Institut Paul Scherrer	99
Tableau A4b	Rejets des effluents radioactifs des centrales nucléaires suisses durant les cinq années précédentes et comparaison avec les valeurs limites	101
Tableau A5a	Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Centrales nucléaires. Totaux et répartitions des nombre de personnes et dose annuelle moyenne	102
Tableau A5b	Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Établissements de recherche. Totaux et répartitions des nombre de personnes et dose annuelle moyenne; totaux recherche et centrales nucléaires	103
Tableau A6a	Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Doses collectives annuelles en personne-millisievert, centrales nucléaires	104
Tableau A6b	Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Etablissements de recherche. Doses collectives annuelles en personne-millisievert; totaux recherche et centrales nucléaires	105
Tableau A7	Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Nombre de personnes selon l'âge et le sexe, totaux centrales nucléaires et recherche, personnel interne et étranger	106
Tableau A8	Doses aux extrémités accumulées durant l'année 1997. Centrales nucléaires et recherche. Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose et par installation	107
Tableau A9	Incorporations et doses effectives engagées E_{50} en 1997. Centrales nucléaires et recherche. Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose E_{50} et par installation	108
Tableau A10a	Doses individuelles totales accumulées à fin 1997 en cours de vie professionnelle (personnel interne). Centrales nucléaires et recherche. Nombre de personnes Totaux et répartitions par installations et par intervalles de dose	109
Tableau A10b	Doses individuelles totales accumulées à fin 1997 en cours de vie professionnelle (personnel interne). Centrales nucléaires et recherche. Nombre de personnes Totaux et répartitions par classes d'âge et par intervalles de dose	109
Tableau A11	Déchets radioactifs résultant de l'exploitation des centrales nucléaires et du PSI (pour ce dernier en y incluant les déchets radioactifs provenant de la médecine, de l'industrie et de la recherche; volumes indiqués en m ³)	110

Figures

Figure A1	Disponibilités en termes de temps et coefficients de production en termes d'énergie de 1988 à 1997	111
-----------	--	-----

Figure A2	Nombre d'événements notifiés et enregistrés à la DSN de 1988 à 1997	112
Figure A3	Nombre d'arrêts automatiques non programmés des réacteurs (scrams) de 1988 à 1997	113
Figure A4	Nombre de barreaux de combustible nucléaire endommagés de 1987 à 1997	114
Figure A5	Doses collectives [en personne-Sv/an] accumulées annuellement dans les centrales nucléaires de 1980 à 1997	115
Figure A6	Doses collectives [en personne-Sv/an] accumulées annuellement dans les installations nucléaires de 1969 à 1997	116
Figure A7	Nombre de personnes ayant, dans chacune des centrales nucléaires et pour chaque année civile de 1984 à 1997, accumulé annuellement une dose individuelle au corps entier supérieure à 20 mSv	117
Figure A8	Dose annuelle moyenne [mSv] accumulée par les individus du personnel interne et extérieur à l'installation pour chaque centrale nucléaire de 1980 à 1997	118
Figure A9	Nombre d'individus du personnel interne de chacune des centrales nucléaires ayant accumulé par suite d'activités professionnelles, à la fin de chaque année civile de 1980 à 1997, une dose individuelle totale au corps entier supérieure à 200 mSv ..	119
Figure A10	Dose annuelle (calculée) accumulée par la personne (adulte) la plus exposée dans le voisinage de chacune des centrales nucléaires pour chaque année de 1977 à 1997	120
Figure A11	Débit de dose ambiante indiqué par les sondes MADUK en 1997	121
Appendice B		123

Tableau A1

Données concernant l'exploitation des centrales nucléaires suisses en 1997

	KKB I	KKB II	KKM	KKG	KKL
Production d'énergie thermique [GWh]	8491	9853	7859	24532	24245
Fourniture nette d'énergie électrique [GWh]	2708	3090	2656	7853	7762
Fourniture d'énergie thermique [GWh]	103.7	24.9	2.5	143	–
Disponibilité en termes de temps ¹ [%]	88.3	99.7	87.6	93.7	89.8
Non-disponibilité suite à la révision annuelle [%]	11.7	–	12.4	6.3	9.7
Coefficient de production ² [%]	85.0	98.9	81.8	93.6	86.2
Arrêts d'urgence non programmés	1	1	1	0	0
Autres arrêts non programmés	0	0	0	0	1
Réductions de puissance suite à dérangements (> 10 % P _N)	1	1	2	0	1

¹ Disponibilité (en %) : temps pendant lequel l'installation est en fonctionnement en puissance, ou prête à fonctionner en régime de puissance, rapporté au temps total.

² Coefficient de production (en %) : énergie effectivement produite, rapporté à la puissance nominale et à une disponibilité de 100 %.

Tableau A2

Effectifs du personnel au bénéfice d'une licence et effectifs totaux dans les centrales nucléaires à fin 1997 (entre parenthèses, effectifs en 1996).

Fonction	KKB I+II	KKM	KKG	KKL
Opérateurs B	17 (20)	13 (12)	9 (6)	16 (21)
Opérateurs A	17 (18)	9 (8)	21 (23)	11 (7)
Chefs de quart et remplaçants	23 (22)	10 (10)	16 (17)	18 (17)
Ingénieurs de piquet et d'exploitation	10 (10)	8 (7)	12 (12)	10 (10)
Contrôleurs de la radioprotection	5 (4)	6 (6)	5 (5)	9 (9)
Chefs-contrôleurs radioprotection	6 (6)	5 (5)	4 (4)	6 (9)
Effectifs totaux	461 (460)	292 (285)	377 (376)	406 (407)

Tableau A3

Événements particuliers enregistrés en 1997

Date	Installation	Événement	Niveau INES
1.1.1997	KKG	Dommages aux barreaux combustibles	0
23.3.1997	KKB I	Rupture d'une conduite de dégazage d'une pompe de charge	0
1.4.1997	KKM	Omission d'un test de fonctionnement pourtant exigé par les spécifications techniques	0
27.5.1997	PSI	Petit incendie (ignition de solvant) dans la boîte à gants de la métallographie au Laboratoire chaud	0
10.6.1997	KKB II	Léger dépassement (avec l'accord de la DSN) de la durée admissible de réparation (fuite d'huile) dans le groupe diesel de secours du système NANO	0
16.6.1997	KKL	Signes renforcés de corrosion sur les barreaux combustibles	1
19.7.1997	KKM	Arrêt automatique du réacteur par «niveau bas de l'eau dans la cuve du réacteur» suite à une faute dans le contrôle-commande du réglage de l'eau alimentaire	0
9.9.1997	KKM	Groupe diesel de l'alimentation électrique de secours, le moteur diesel a subi un dommage mécanique important	0
16.9.1997	KKB II	Groupe diesel de l'alimentation électrique de secours, le moteur diesel a subi un dommage mécanique important	0
23.9.1997	KKB II	Arrêt automatique du réacteur en raison de la défaillance d'une pompe principale de circulation du caloporteur suite à la déconnexion intempestive du transformateur d'alimentation des auxiliaires internes	0
12.11.1997	KKB I	Non-respect des spécifications techniques: vanne manuelle fermée au lieu d'être ouverte dans l'un des trois trains redondants du refroidissement de secours	1
2.12.1997	KKB I	Défaillance du démarrage d'une pompe de recirculation de l'alimentation de sécurité lors de son test mensuel de fonctionnement	0
3.12.1997	KKB I	Arrêt automatique du réacteur provoquée par «niveau bas de l'eau dans un générateur de vapeur» suite au déclenchement intempestif de la pompe alimentaire	0

Remarque:

Tous les événements signalés dans le tableau ci-dessus ont été enregistrés en classe B selon les Directives HSK-R-15 et HSK-R-25 de la DSN.

Tableau A4a 1^{ère} partie: centrales nucléaires de puissance

Vue d'ensemble des rejets de substances radioactives dans l'environnement en 1997 et des doses qui en résultent pour les individus de la population (notes: voir à la fin du tableau)

Installation	Milieu	Nature des rejets	Valeurs limites (AL)	Rejets effectifs ² (±50%)	Dose annuelle calculée ³	
			Bq/an	Bq/an	Adultes mSv/an	Enfants mSv/an
KKB I et KKB II	Eaux usées (36000m ³)	Mélange de nucléides (sans tritium) ⁴	4·10 ¹¹	1.8·10 ⁹	<0.001	<0.001
		Tritium	7·10 ¹³	1.2·10 ¹³	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares ⁴	1·10 ¹⁵	2.5·10 ¹²	<0.001	<0.001
		Aérosols ⁵ (sans Iode, demi-vie >8 jours)	6·10 ⁹	<0.1 % AL	<0.001	<0.001
		Iode-131 ⁴	4·10 ⁹ (I-131 seulement)	5.6·10 ⁷	<0.001	<0.001
		Carbone-14 ⁶	–	4.0·10 ¹⁰	0.0011	0.0018
KKM	Eaux usées (5978m ³)	Mélange de nucléides (sans tritium) ⁴	4·10 ¹¹	3.7·10 ⁹	<0.001	<0.001
		Tritium	2·10 ¹³	3.2·10 ¹¹	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares ⁴	2·10 ¹⁵	<0.1 % AL	<0.001	<0.001
		Aérosols ⁵ (sans Iode, demi-vie >8 jours)	2·10 ¹⁰	<0.1 % AL	0.0077	0.0059
		Iode-131	2·10 ¹⁰	<0.1 % AL	<0.001	<0.001
		Carbone-14 ⁶	–	2.0·10 ¹¹	<0.001	0.0011
KKG	Eaux usées (7358 m ³)	Mélange de nucléides (sans tritium) ⁴	2·10 ¹¹	<0.1 % AL	<0.001	<0.001
		Tritium	7·10 ¹³	1.4·10 ¹³	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares ⁴	1·10 ¹⁵	(<) 2.4·10 ¹³ (<) 2.1·10 ¹³	<0.001	<0.001
		Aérosols ⁵ (sans Iode, demi-vie >8 jours)	1·10 ¹⁰	<0.1 % AL	<0.001	<0.001
		Iode-131	7·10 ⁹	7.3·10 ⁷	<0.001	<0.001
		Carbone-14 ⁶	–	1.0·10 ¹¹	<0.001	0.0011
KKL	Eaux usées (16822 m ³)	Mélange de nucléides (sans tritium) ⁴	4·10 ¹¹	<0.1 % AL	<0.001	<0.001
		Tritium	2·10 ¹³	1.1·10 ¹²	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares ⁴	2·10 ¹⁵	8.5·10 ¹²	<0.001	<0.001
		Aérosols ⁵ (sans Iode, demi-vie >8 jours)	2·10 ¹⁰	<0.1 % AL	<0.001	<0.001
		Iode-131	2·10 ¹⁰	4.3·10 ⁸	<0.001	<0.001
		Carbone-14 ⁶	–	2.2·10 ¹¹	0.0011	0.0019

Tableau A4a 2^{ème} partie: Institut Paul Scherrer (notes: voir à la fin du tableau)

Instal- lation	Milieu	Nature des rejets	Valeurs limites (AL)			Rejets effectifs ² (±50%)			Dose annuelle calculée ³					
			Bq/an			Bq/an			Adultes mSv/an			Enfants mSv/an		
PSI «Est»	Eaux usées (18560m³)	Mélange de nucléides (sans tritium) ⁴	2·10 ¹¹ (pour l'ensemble du PSI)			<0.1% AL			<0.001			<0.001		
		Tritium	2·10 ¹³ (pour l'ensemble du PSI)			<0.1% AL			<0.001			<0.001		
	Air évacué		Cheminée «Est»	Incinérateur	Autres «Est» ⁷	Cheminée «Est»	Incinérateur	Autres «Est» ⁷	Cheminée «Est»	Incinérateur	Autres «Est»	Cheminée «Est»	Incinérateur	Autres «Est»
		Gaz rares et autres gaz (équivalent Ar-41) ⁴	–	4·10 ¹²	5·10 ¹¹	7.6·10 ⁹	–	–	<0.001	–	–	<0.001	–	–
		Aérosols β/γ ⁵ (sans Iod, demi-vie >8 jours)	1·10 ¹⁰	1·10 ⁹	1·10 ⁸	<0.1% AL	3.1·10 ⁷	–	} <0.001	} <0.001	} –	} <0.001	} <0.001	} –
		Aérosols β/γ ⁵ (8h< demi-vie <8 jours)	–	–	–	1·10 ⁸	–	–						
		Aérosols α	3·10 ⁸	5·10 ⁷	2·10 ⁶	–	4.1·10 ⁵	–						
		Iode (équivalent I-131) ⁴	3·10 ¹⁰	2·10 ⁹	2·10 ⁸	1.4·10 ⁸	4.5·10 ⁶	–	<0.001	<0.001	–	<0.001	<0.001	–
		Tritium (sous forme vapeur tritiée)	–	4·10 ¹²	2·10 ¹²	9.9·10 ¹⁰	2.3·10 ¹⁰	1.9·10 ¹¹	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001
PSI «Ouest»	Eaux usées (65m³)	Mélange de nucléides (sans tritium) ⁴	voir PSI-Est			<0.1% AL			<0.001			<0.001		
		Tritium	voir PSI-Est			<0.1% AL			<0.001			<0.001		
	Air évacué		Cheminée «Ouest»	Double cheminée	Autres «Ouest» ⁷	Cheminée «Ouest»	Double cheminée	Autres «Ouest» ⁷	Cheminée «Ouest»	Double cheminée	Autres «Ouest»	Cheminée «Ouest»	Double cheminée	Autres «Ouest»
		Gaz rares et autres gaz (équivalent Ar-41) ⁴	2·10 ¹⁴	5·10 ¹²	2·10 ¹²	7.4·10 ¹³	1.3·10 ¹⁰	1.5·10 ¹¹	0.004	<0.001	<0.001	0.004	<0.001	<0.001
		Aérosols β/γ ⁵ (sans Iode ni Be-7, demi-vie >8 jours)	2·10 ⁸	5·10 ⁷	2·10 ⁸	1·10 ⁷	<0.1% AL	<0.1% AL	} <0.001	} <0.001	} <0.001	} <0.001	} <0.001	} <0.001
		Aérosols β/γ ⁵ (8h< demi-vie <8 jours)	1·10 ¹¹	–	–	2.3·10 ⁹	–	–						
		Aérosols α	–	–	–	–	–	–						
		Iode (équivalent I-131) ⁴	5·10 ⁹	–	1·10 ⁸	2.8·10 ⁸	–	–	<0.001	–	–	<0.001	–	–
		Tritium (sous forme vapeur tritiée)	6·10 ¹³	–	2·10 ¹²	8.7·10 ¹¹	–	4.1·10 ¹⁰	<0.001	–	<0.001	<0.001	–	<0.001

Notes relatives au tableau A4

¹ Valeurs limites admissibles de rejet selon autorisation en vigueur de la centrale nucléaire concernée. On a fixé les **valeurs limites** admissibles de rejet de telle sorte que la dose d'irradiation du groupe critique de la population dans les environs reste inférieure à 0,2 mSv/an. Pour quelques groupes de substances et pour quelques points de rejet du PSI, on a renoncé à fixer des limites annuelles de rejet car, même en cas d'épuisement permanent des limites de rejet pour courtes durées, les doses qui en résulteraient resteraient insignifiantes.

² Les **rejets sont mesurés** conformément aux exigences exprimées, spécifiquement pour chaque installation, dans le «Règlement relatif aux rejets de substances radioactives et à la surveillance de la radioactivité et du rayonnement direct dans les environs de la centrale nucléaire de X» ou, respectivement, dans le «Règlement relatif aux rejets de substances radioactives et à la surveillance de la radioactivité dans les environs de l'Institut Paul-Scherrer (PSI)». La précision de la mesure est d'environ $\pm 50\%$. La DSN considère que les rejets inférieurs à 0,1% de la limite annuelle de rejet sont insignifiants et sont notés «<0,1% AL» (AL = «Abgabelimite», soit «limite admissible de rejet»). Lorsque, pour un mélange de nucléides, on ne dispose pas de mesures spectrométriques permettant de préciser quantitativement la proportion de chacun d'eux, on utilise un mélange standard pour le calcul des doses et, le cas échéant, pour celui des équivalents. Dans le cas de KKB, on utilise pour les aérosols un mélange de 50% de Co-60 et 50% de Cs-137. Dans le cas de KKG, on dispose d'une mesure « β total» (voir la valeur entre parenthèses); pour les calculs (équivalent du rejet et dose), on utilise pour les gaz rares un mélange de 80% de Xe-133, 10% de Xe-135 et 10% de Kr-88.

³ **Dose annuelle** (équivalent de la dose effective) **calculée** pour des personnes séjournant en permanence à l'emplacement critique, assurant intégralement leur alimentation avec des denrées provenant de cet emplacement et prélevant toute leur eau potable dans le cours d'eau en aval de la centrale ou du PSI, respectivement (débit annuel de l'Aar à Mühleberg: $3,8 \cdot 10^9$ m³/an; à Gösgen: $9,0 \cdot 10^9$ m³/an; à Würenlingen (PSI) et à Beznau: $1,8 \cdot 10^{10}$ m³/an; débit annuel du Rhin à Leibstadt: $3,3 \cdot 10^{10}$ m³/an).

Des valeurs de dose inférieures à 0,001 mSv ne sont pas rapportées; elles correspondent à la dose du rayonnement naturel externe accumulée durant un laps de temps de l'ordre de dix heures.

On a effectué les calculs selon les modèles proposés et les valeurs de paramètres figurant dans la directive HSK-R-41 de la DSN

⁴ Indications données en «équivalents de rejet».

Rejets par les eaux usées: indiqués en Bq/année, et normés par rapport à une valeur de référence pour la limite d'exemption (LE) de 200 Bq/kg. Les valeurs des limites d'exemption spécifiques de chaque nucléide sont tirées de l'annexe 3 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection (ORaP). Une valeur de 200 Bq/kg pour la limite d'exemption (LE) correspond à un nucléide de référence ayant un facteur de dose pour l'ingestion de $5 \cdot 10^{-8}$ Sv/Bq.

Rejet de gaz rares: rejets indiqués en Bq/m³ et normés par rapport à une valeur de référence de la concentration radioactive CA de $2 \cdot 10^5$ Bq/m³ (pour les centrales nucléaires) ou, respectivement, de $5 \cdot 10^4$ Bq/m³ (pour le PSI, exprimé en équivalent argon-41). Les valeurs CA pour les nucléides des gaz rares sont tirées de l'annexe 3 de l'ORaP. Une valeur CA de $2 \cdot 10^5$ Bq/m³ correspond à un nucléide de référence auquel est attaché un facteur de dose d'immersion de $4,4 \cdot 10^{-7}$ (Sv/an)/(Bq/m³).

Rejets d'iode (au PSI): équivalents iode-131 calculés par sommation pondérée des rejets de tous les isotopes d'iode durant l'année, le facteur de pondération étant donné par le rapport du facteur de dose d'ingestion de l'isotope considéré au facteur de dose d'ingestion de l'iode-131. Les facteurs de dose d'ingestion sont tirés de l'ORaP.

⁵ La contribution à la dose due aux rejets d'aérosols d'une durée de demi-vie inférieure à 8 jours est négligeable dans le cas des centrales nucléaires. Pour la partie «ouest» du PSI, les aérosols de durée de vie extrêmement courte peuvent à la rigueur influencer les doses par inhalation et par immersion, ainsi que la dose due au rayonnement du sol. En se basant sur des hypothèses de calcul très pessimistes, on évalue cette contribution à environ 50% du total de la dose due aux aérosols.

Dans le cas de KKM, la majeure partie de la dose est due au rayonnement du sol et provient de la déposition d'aérosols à la suite d'une fuite incontrôlée de substances radioactives survenue en 1986. La contribution due aux rejets d'aérosols durant l'année sous revue est, par comparaison, négligeable; elle est du même ordre de grandeur que pour les autres centrales nucléaires suisses.

⁶ Les valeurs indiquées pour les rejets de carbone-14 se fondent sur des évaluations de la DSN basées sur des mesures faites temporairement dans les installations au cours des années antérieures (exception: KKL, où les valeurs ont été effectivement mesurées au cours de l'années sous revue).

⁷ **Équivalents pour la dispersion:** Afin de restreindre le nombre de valeurs limites distinctes des rejets admissibles au PSI, on a groupé diverses stations de rejets sous les dénominations «Autres EST» et «Autres OUEST». Ceci n'est cependant possible (et acceptable) que si les rejets effectivement mesurés sont convertis en équivalents pour la dispersion, ce qui implique de les rapporter aux caractéristiques d'une station de rejets de référence (notamment hauteur du point de rejet au-dessus du sol et vitesse des gaz rejetés) au moyen des facteurs de dispersion. Au PSI-EST, on a choisi comme stations de rejets de référence l'installation SAPHIR pour les rejets de tritium et, pour les autres groupes de nucléides, le Laboratoire de traitement des déchets radioactifs. Les valeurs données dans le tableau pour les limites admissibles de rejet et pour les rejets eux-mêmes sous «Autres EST» et «Autres OUEST» sont des équivalents pour la dispersion.

Tableau A4b

Rejets des effluents radioactifs des centrales nucléaires suisses durant les cinq années précédentes et comparaison avec les valeurs limites

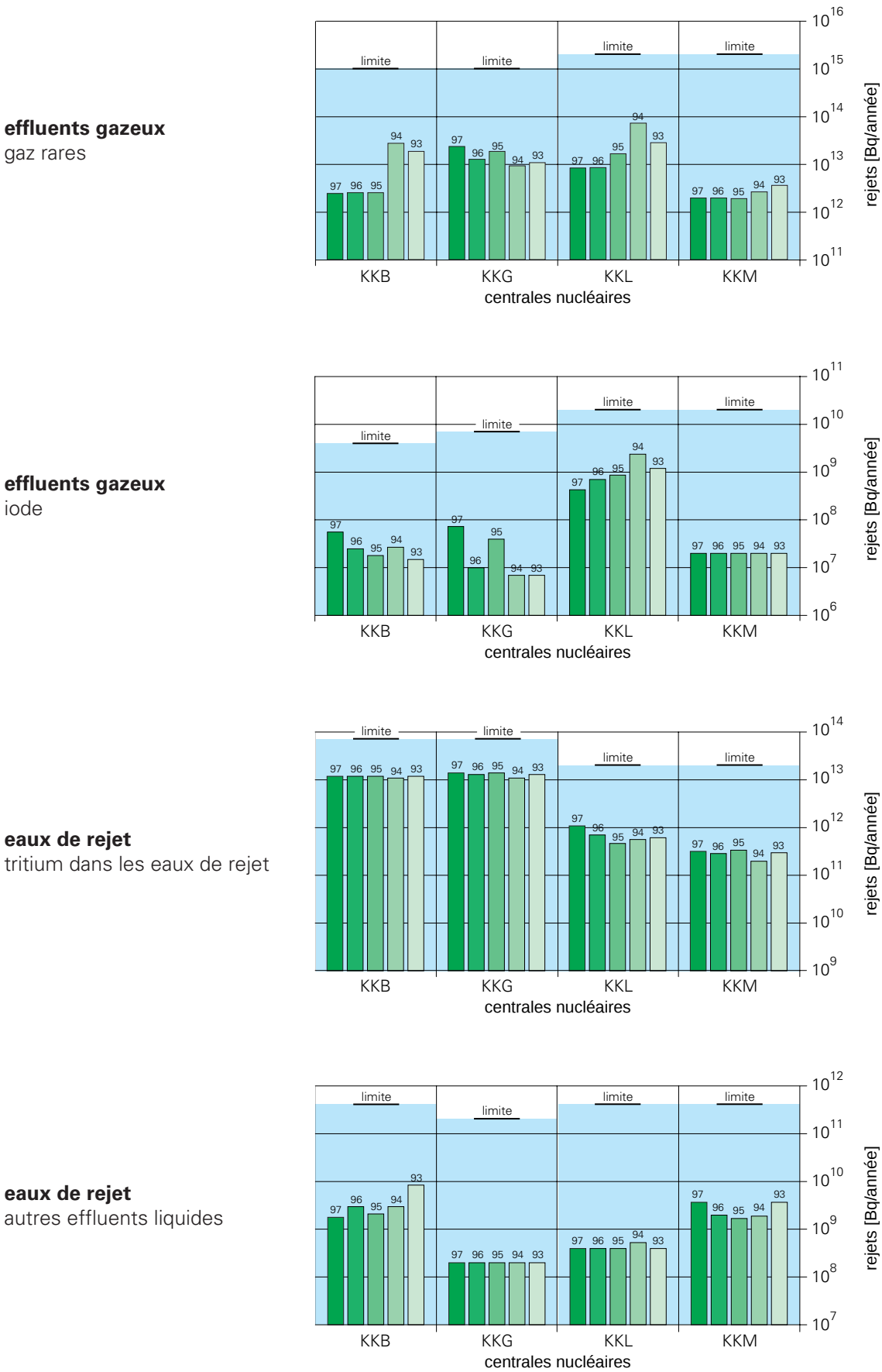


Tableau A5a

Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Centrales nucléaires.
Totaux et répartitions des nombre de personnes et dose annuelle moyenne

Répartition des doses [mSv]	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires ¹		
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F
> 0.0–1.0	261	418	679	220	355	575	220	822	1042	157	579	736	858	1823	2681
> 1.0–2.0	49	57	106	35	36	71	46	101	147	34	84	118	164	248	412
> 2.0–5.0	44	49	93	34	50	84	59	107	166	61	127	188	198	315	513
> 5.0–10.0	8	7	15	13	19	32	24	24	48	18	49	67	63	114	177
> 10.0–15.0	1		1	1	3	4		2	2	10	9	19	12	16	28
> 15.0–20.0															
> 20.0–50.0															
> 50.0															
Totaux des personnes	363	531	894	303	463	766	349	1056	1405	280	848	1128	1295	2516	3811
Dose moyenne par personne [mSv]	0.9	0.7	0.8	1.0	0.9	1.0	1.3	0.8	0.9	1.9	1.2	1.4	1.3	1.1	1.1

¹ Les individus du personnel étranger qui travaillent successivement dans plusieurs installations ne sont ici comptés qu'une seule fois.

E = personnel interne, F = personnel étranger; des dosimètres thermoluminescents ont été utilisés dans toutes les installations.

Tableau A5b

Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Établissements de recherche.
Totaux et répartitions des nombre de personnes et dose annuelle moyenne; totaux recherche et centrales nucléaires

Répartition des doses [mSv]	PSI	EPFL	Université de Bâle	Totaux recherche ¹	Totaux centrales nucléaires E+F	Totaux centrales nucléaires et recherche ²
0.0–1.0	1079	8	4	1091	2681	3681
> 1.0–2.0	45			46	412	460
> 2.0–5.0	35			35	513	548
> 5.0–10.0	2			2	177	179
> 10.0–15.0					28	28
> 15.0–20.0						
> 20.0–50.0						
> 50.0						
Totaux des personnes	1161	8	4	1174	3811	4896
Dose moyenne par personne [mSv]	0.3	0.1	0	0.3	1.1	0.9

¹ Cette colonne compte une personne (1.1 mSv) de l'ancienne Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL).
² Les individus du personnel étranger qui travaillent successivement dans la recherche et les centrales nucléaires ne sont ici comptés qu'une seule fois.
E = personnel interne, F = personnel étranger; des dosimètres thermoluminescents ont été utilisés dans toutes les installations.

Tableau A6a
Doses au corps entier par irradiation externe en 1997.
Doses collectives annuelles en personne-millisievert, centrales nucléaires

Répartition des doses [mSv]	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires ¹		
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F
0.0–1.0	60.6	78.6	139.2	52.0	49.9	101.9	43.1	146.7	189.8	32.0	88.8	120.8	187.8	330.1	517.8
> 1.0–2.0	73.3	85.1	158.4	51.2	56.8	108.0	67.2	152.5	219.6	50.9	117.3	168.1	242.5	369.6	612.1
> 2.0–5.0	133.1	154.4	287.5	117.2	143.9	261.1	186.2	346.6	532.8	181.8	413.7	595.6	618.4	1000.4	1618.8
> 5.0–10.0	52.8	40.4	93.2	87.3	140.9	228.2	161.1	163.8	324.9	137.1	329.3	466.4	438.2	778.9	1217.2
> 10.0–15.0	10.8		10.8	10.3	31.5	41.8		22.9	22.9	125.6	99.6	225.2	146.7	181.9	328.6
> 15.0–20.0															
> 20.0–50.0															
> 50.0															
Totaux [personne-mSv]	330.6	358.5	689.1	318.0	423.1	741.1	457.6	832.4	1290.0	527.4	1048.7	1576.0	1633.5	2660.9	4294.4
Dose individuelle maximale [mSv]	10.8	7.0	10.8	10.3	11.0	11.0	8.6	12.8	12.8	14.2	12.7	14.2	14.2	14.0	14.2

¹ Les individus du personnel étranger qui travaillent successivement dans plusieurs installations ne sont ici comptés qu’une seule fois. Il arrive que, par l’addition des doses individuelles reçues dans différentes installations ou par soustraction des doses individuelles annoncées plusieurs fois, des différences minimales se produisent dans les doses collectives de certains intervalles de dose.
E = personnel interne, F = personnel étranger

Tableau A6b

Doses au corps entier par irradiation externe en 1997. Etablissements de recherche.

Doses collectives annuelles en personne-millisievert; totaux recherche et centrales nucléaires

Répartition des doses [mSv]	PSI	EPFL	Université de Bâle	Totaux recherche ¹	Totaux centrales nucléaires E+F	Totaux centrales nucléaires et recherche ²
0.0–1.0	168.0	0.9	0	168.9	517.8	680.3
> 1.0–2.0	63.5			64.6	612.1	679.4
> 2.0–5.0	108.6			108.6	1618.8	1727.5
> 5.0–10.0	14.1			14.1	1217.2	1231.2
> 10.0–15.0					328.6	328.6
> 15.0–20.0						
> 20.0–50.0						
> 50.0						
Totaux [personne-mSv]	355.3	0.9	0	356.2	4294.4	4647.0
Dose individuelle maximale [mSv]	7.4	0.4	0	7.4	14.2	14.2

¹ Cette colonne compte une personne (1.1 mSv) de l'ancienne Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL).

² Les individus du personnel étranger qui travaillent successivement dans la recherche et les centrales nucléaires ne sont ici comptés qu'une seule fois. Il arrive que, par l'addition des doses individuelles reçues dans différentes installations ou par soustraction des doses individuelles annoncées plusieurs fois, des différences minimales se produisent dans les doses collectives de certains intervalles de dose.

E = personnel interne, F = personnel étranger

Tableau A7
Doses au corps entier par irradiation externe en 1997.
Nombre de personnes selon l'âge et le sexe, totaux centrales nucléaires et recherche, personnel interne et étranger

Répartition des doses [mSv]	16–18 ans		19–20 ans		21–30 ans		31–40 ans		41–50 ans		51–60 ans		> 60 ans		Totaux
	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	
0.0–1.0	11		26	2	634	45	994	57	911	35	772	32	160	2	3681
> 1.0–2.0			2		90	1	154	2	114	5	80		12		460
> 2.0–5.0			1		110		174	1	160	1	88	1	12		548
> 5.0–10.0			1		31		63		61		23				179
> 10.0–15.0					1		13		10		4				28
> 15.0–20.0															
> 20.0–50.0															
> 50.0															
Totaux des personnes	11		30	2	866	46	1398	60	1256	41	967	33	184	2	4896
Dose moyenne par personne [mSv]	0.08		0.50	0.03	0.95	0.21	1.13	0.25	1.11	0.38	0.74	0.13	0.42		0.95
Dose collective [personne-mSv]	0.9		15.0	0.1	824.2	9.5	1579.5	15.3	1395.5	15.4	710.8	4.4	76.4		4647.0

M = hommes, F = femmes

Tableau A8

Doses aux extrémités accumulées durant l'année 1997. Centrales nucléaires et recherche.
Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose et par installation

Répartition des doses [mSv]	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires (CN)			PSI	Totaux centrales nucléaires et PSI E+F
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F		
0-25	8	11	19	3	7	10	2	19	21	11	21	32	24	58	82	102	184
> 25-50					1	1	1	1	2	1	4	5	2	6	8	8	16
> 50-75				1		1							1		1	3	4
> 75-100				1		1							1		1		1
> 100-150																	
> 150-200																	
> 200-250																	
> 250-300																	
> 300-350																	
> 350-400																	
> 400-450																	
> 450-500																	
> 500																	
Totaux des personnes	8	11	19	5	8	13	3	20	23	12	25	37	28	64	92	113	205

E = personnel interne, F = personnel étranger

Tableau A9

Incorporations et doses effectives engagées E₅₀ en 1997. Centrales nucléaires et recherche.
Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose E₅₀ et par installation

Dose effective engagée E ₅₀ Répartition des doses [mSv]	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires (CN)			PSI	Totaux centrales nucléaires et PSI E+F
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F		
< = 1.0	280	406	686	278	433	711	347	987	1334	975	2398	3373	1880	4224	6104	415	6519
> 1.0–2.0																	
> 2.0–5.0																	
> 5.0–10.0																	
> 10.0–15.0																	
> 15.0–20.0																	
> 20.0–50.0																	
> 50.0																	
Totaux des personnes	280	406	686	278	433	711	347	987	1334	975	2398	3373	1880	4224	6104	415	6519

Les personnes pour lesquelles, lors des mesures d’incorporation, le seuil de triage n’a pas été atteint sont comptées dans l’intervalle E₅₀ compris entre 0 et 1 mSv.

Tableau A10a

Doses individuelles totales accumulées à fin 1997 en cours de vie professionnelle (personnel interne). Centrales nucléaires et recherche. Nombre de personnes.
Totaux et répartitions par installations et par intervalles de dose

Répartition des doses [mSv]	KKB I+II	KKG	KKL	KKM	Totaux centrales nucléaires	PSI	Totaux centrales nucléaires et PSI
> 100-150	34	17	13	27	91	16	107
> 150-200	25	14	4	23	66	9	75
> 200-250	27	6		17	50	4	54
> 250-300	16	2	1	7	26	1	27
> 300-350	15	1		4	20		20
> 350-400	5			4	9		9
> 400-450	6			3	9		9
> 450-500	4			5	9		9
> 500-550	3			2	5		5
> 550-600	1				1		1
> 600	1				1		1
Totaux des personnes	137	40	18	92	287	30	317

Ces nombres incluent les personnes qui ont quitté leur emploi durant l'année 1997.

Tableau A10b

Doses individuelles totales accumulées à fin 1997 en cours de vie professionnelle (personnel interne). Centrales nucléaires et recherche. Nombre de personnes.
Totaux et répartitions par classes d'âge et par intervalles de dose

Répartition des doses [mSv]	21-30 ans	31-40 ans	41-50 ans	51-60 ans	> 60 ans	Totaux CN + PSI
> 100-150		15	37	42	13	107
> 150-200		4	27	34	10	75
> 200-250		4	10	32	8	54
> 250-300			11	13	3	27
> 300-350			8	10	2	20
> 350-400				7	2	9
> 400-450			1	7	1	9
> 450-500			2	7		9
> 500-550			2	3		5
> 550-600				1		1
> 600				1		1
Totaux des personnes		23	98	157	39	317

Ces nombres incluent les personnes qui ont quitté leur emploi durant l'année 1997.

Tableau A11

Déchets radioactifs résultant de l'exploitation des centrales nucléaires et du PSI (pour ce dernier en y incluant les déchets radioactifs provenant de la médecine, de l'industrie et de la recherche; volumes indiqués en m³)

	non conditionné		conditionné ¹	
	apport ²	en stock ³	production ²	en stock ³
PSI	91	294	41	756
KKB	122	143	34	911
KKM	135	733	34	308
KKG	37	38	19	228
KKL	267	320	57	1122
Totaux	652	1528	185	3325

¹ Le conditionnement de déchets combustibles et pressables s'accompagne d'une diminution de volume

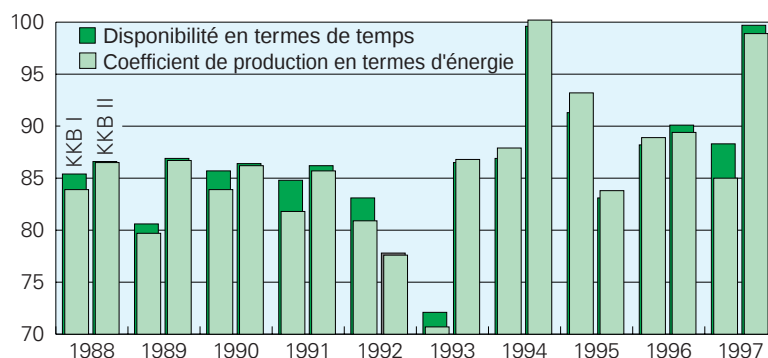
² Volumes livrés durant l'année 1997

³ Volumes dans les entrepôts des installations nucléaires à la fin de 1997

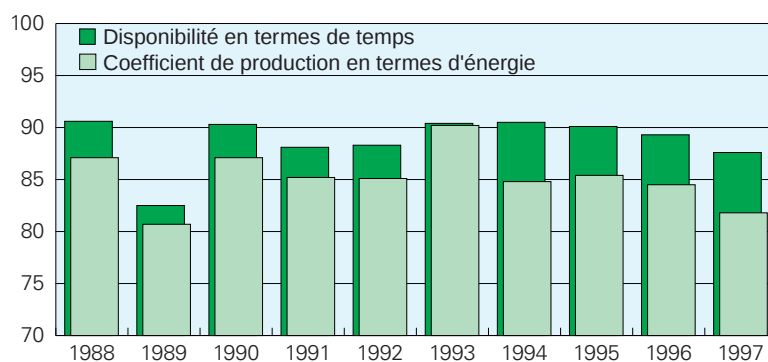
Figure A1

Disponibilités en termes de temps et coefficients de production en termes d'énergie de 1988 à 1997

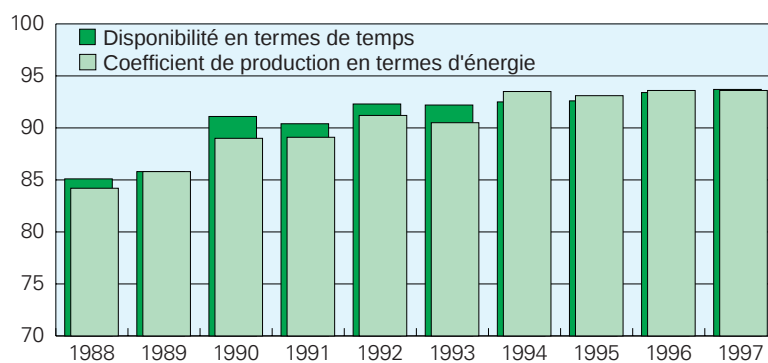
KKB I, II



KKM



KKG



KKL

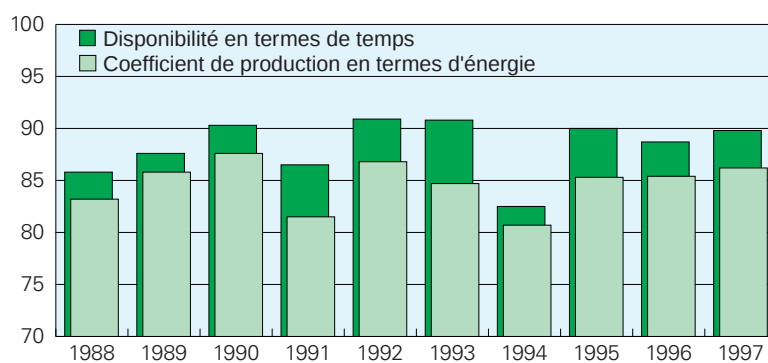
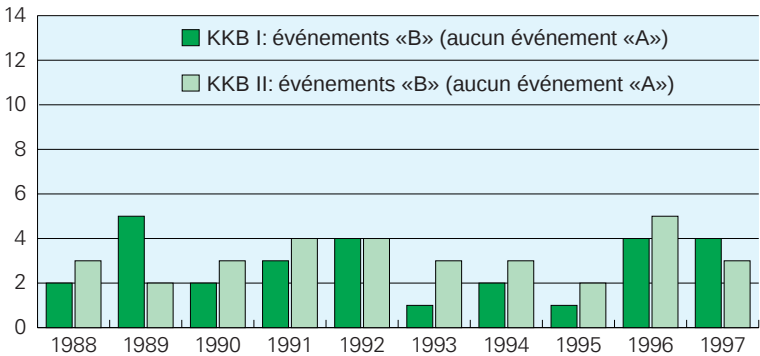


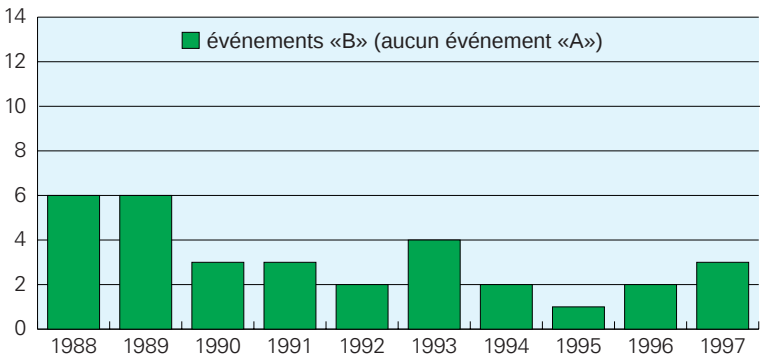
Figure A2

Nombre d'événements notifiés et enregistrés à la DSN de 1988 à 1997

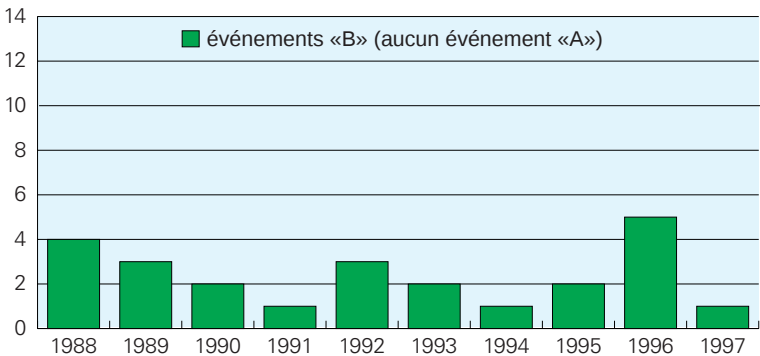
KKB I, II



KKM



KKG



KKL

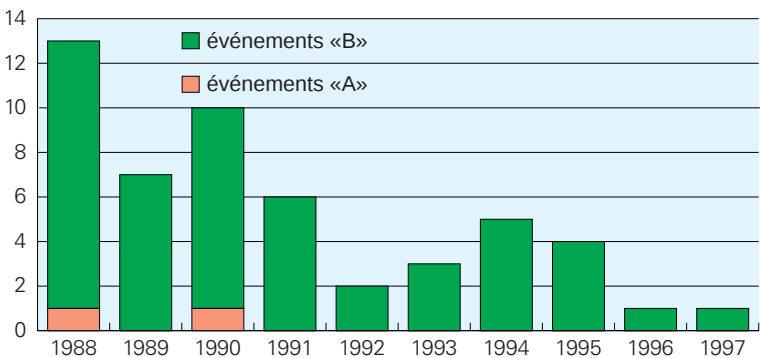


Figure A3

Nombre d'arrêts automatiques non programmés des réacteurs (scrams) de 1988 à 1997



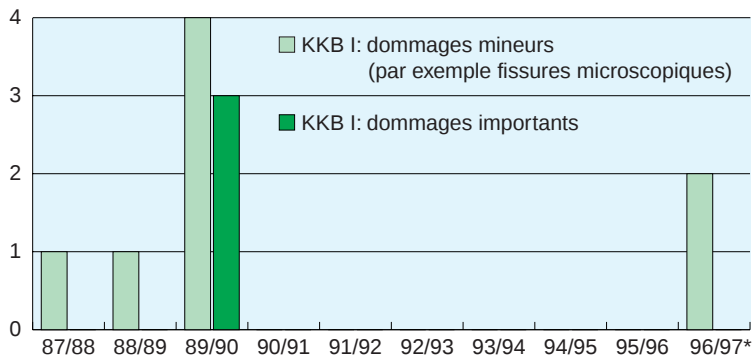
Figure A4

Nombre de barreaux de combustible nucléaire endommagés de 1987 à 1997

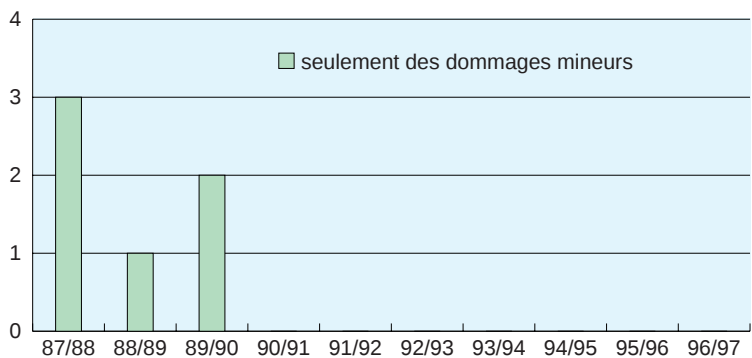
KKB I

KKB II: aucun dommage

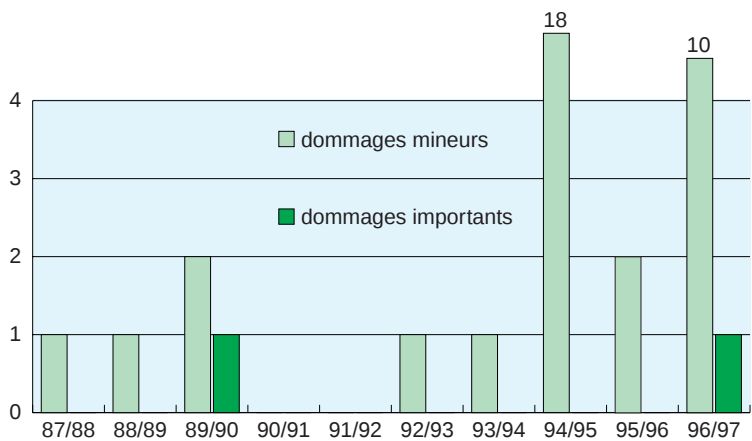
* Au moment de la préparation du présent rapport annuel, les investigations sur les barreaux combustibles soupçonnés de défauts étaient encore en cours.



KKM



KKG



KKL

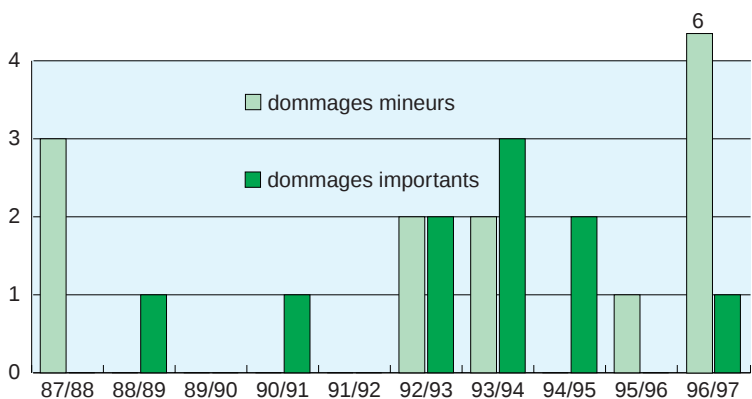
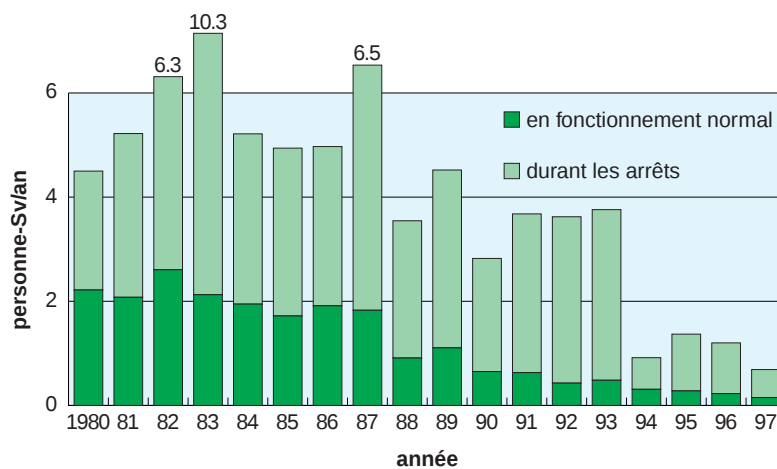


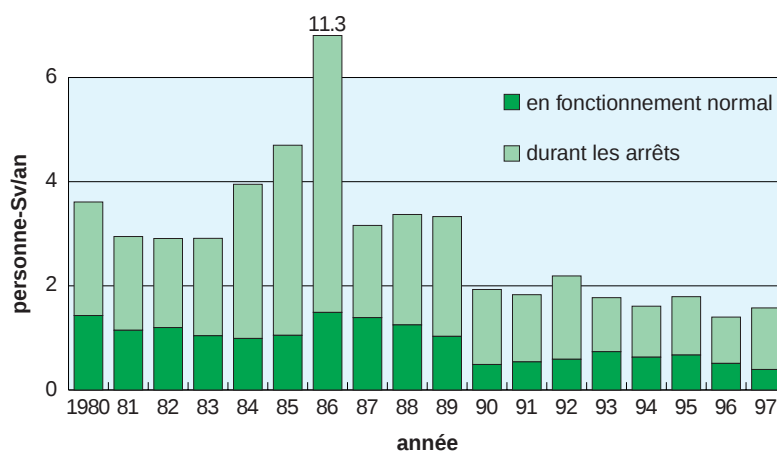
Figure A5

Doses collectives [en personne-Sv/an] accumulées annuellement dans les centrales nucléaires de 1980 à 1997

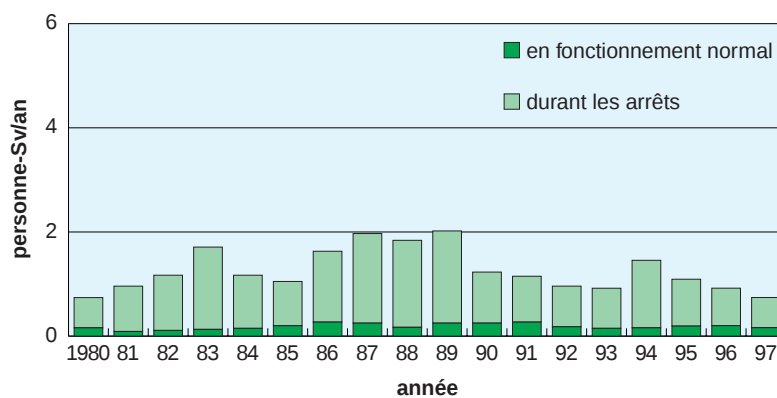
KKB I, II



KKM



KKG



KKL

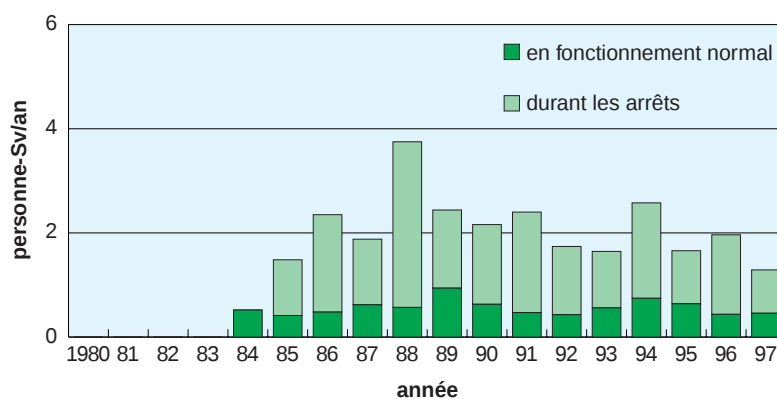


Figure A6
Doses collectives [en personne-Sv/an] accumulées annuellement dans les installations nucléaires de 1969 à 1997

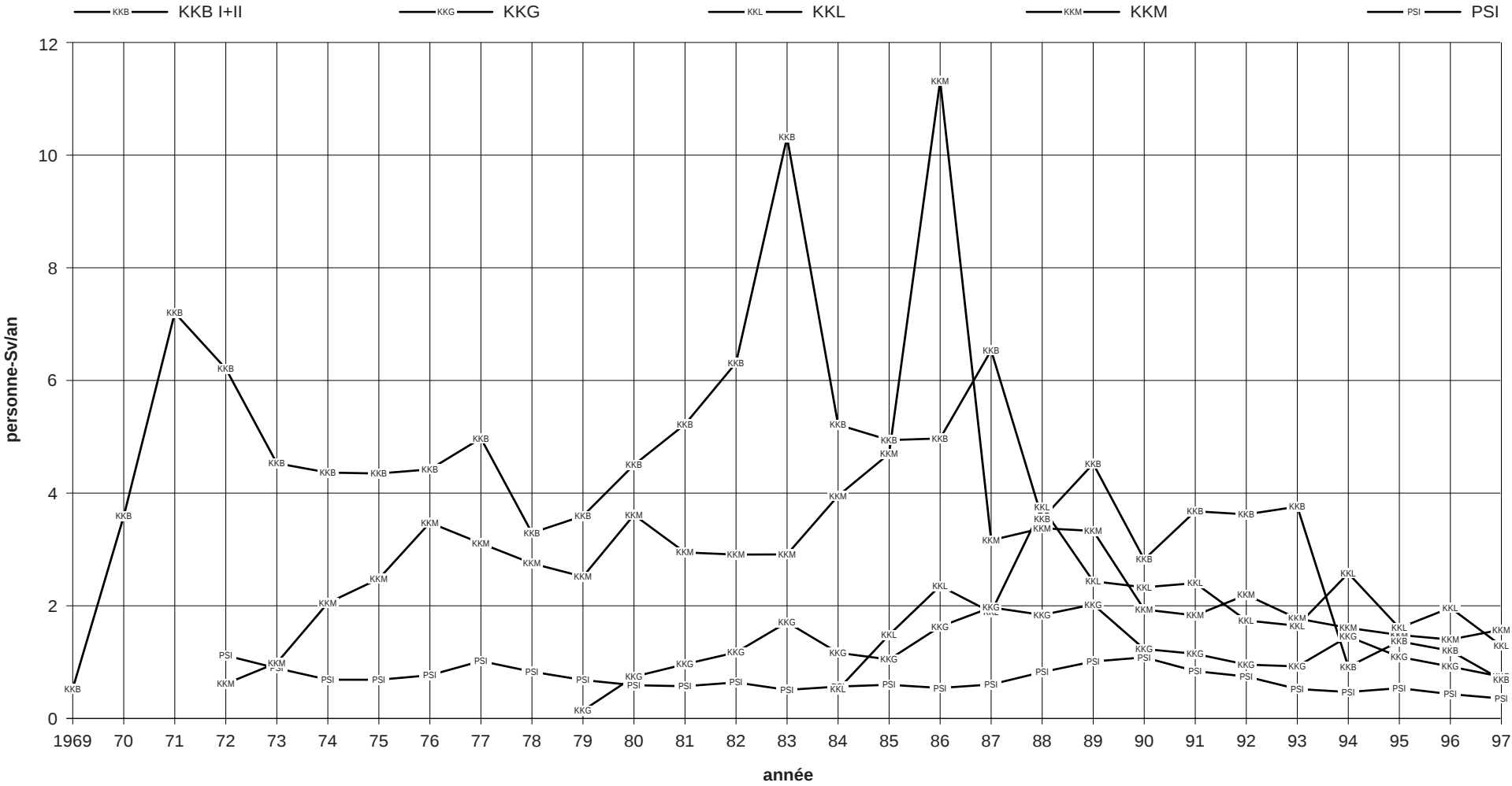
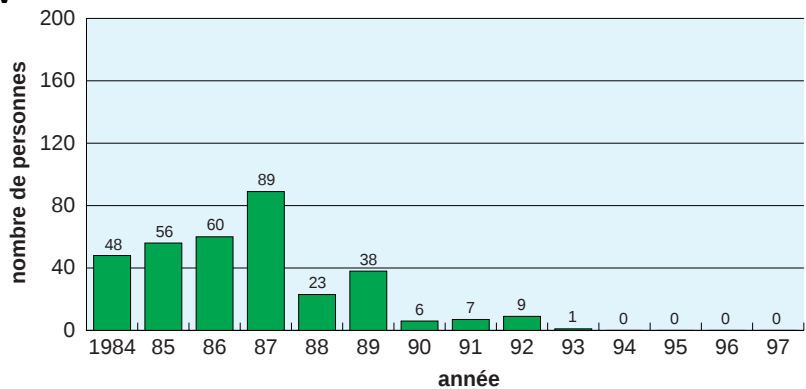


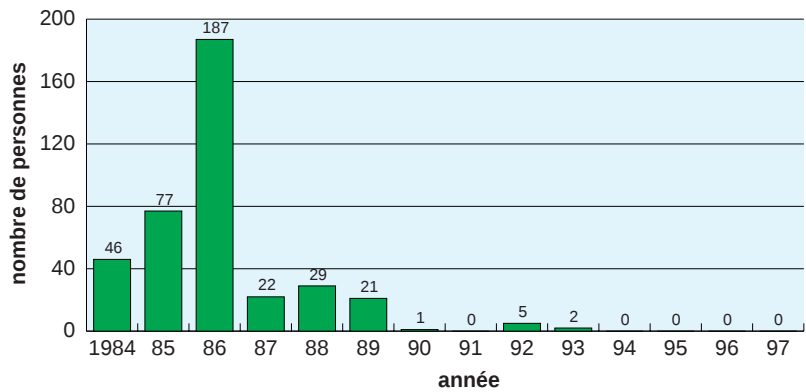
Figure A7

Nombre de personnes ayant, dans chacune des centrales nucléaires et pour chaque année civile de 1984 à 1997, accumulé annuellement une dose individuelle au corps entier supérieure à 20 mSv

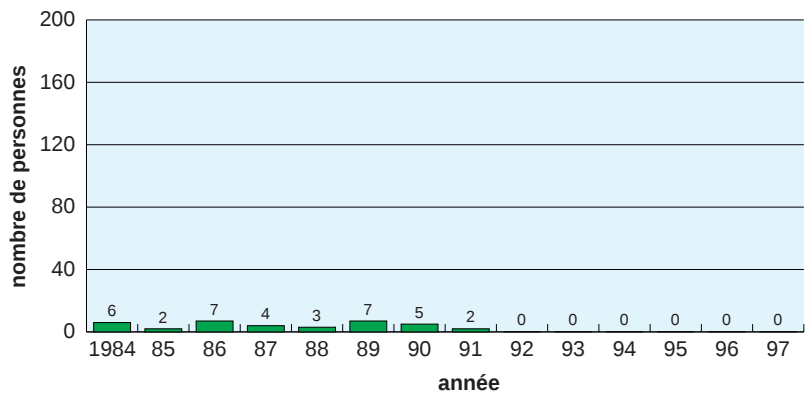
KKB I, II



KKM



KKG



KKL

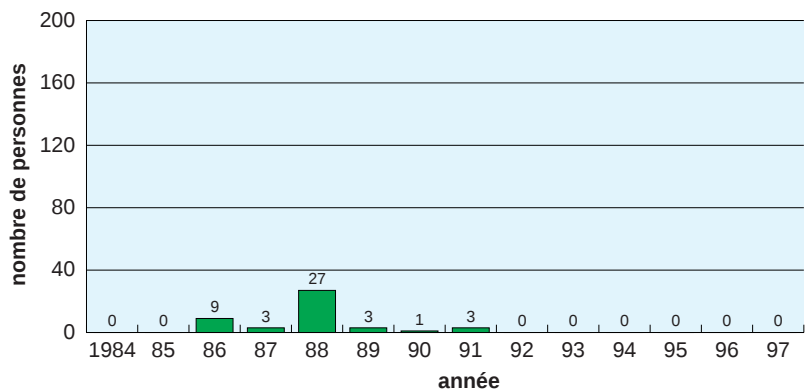
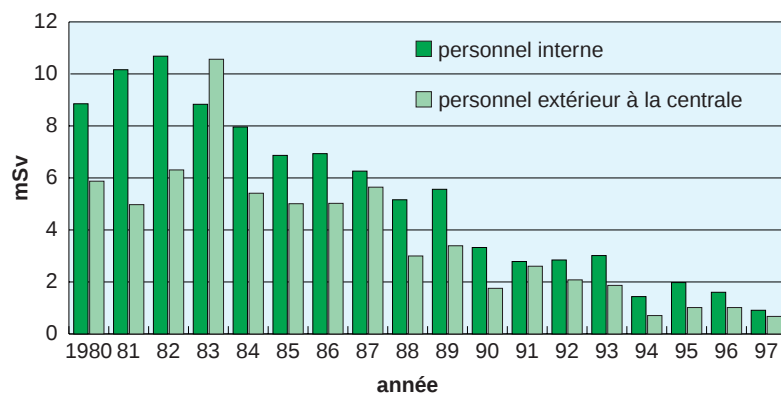


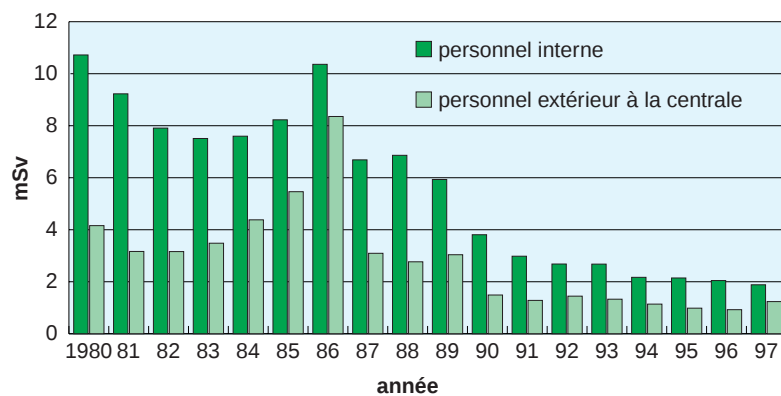
Figure A8

Dose annuelle moyenne [mSv] accumulée par les individus du personnel interne et extérieur à l'installation pour chaque centrale nucléaire de 1980 à 1997

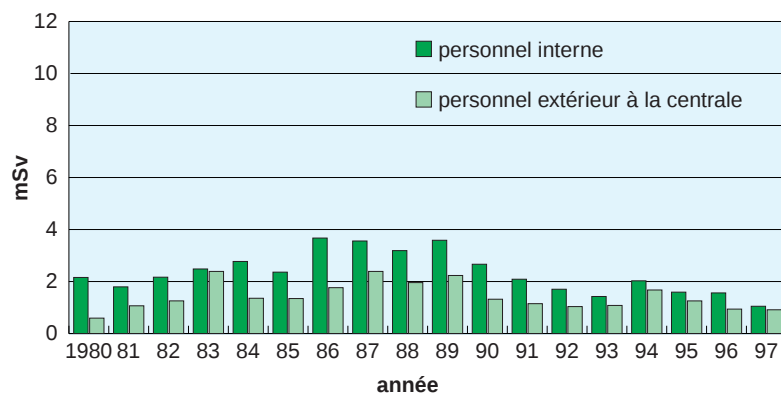
KKB I, II



KKM



KKG



KKL

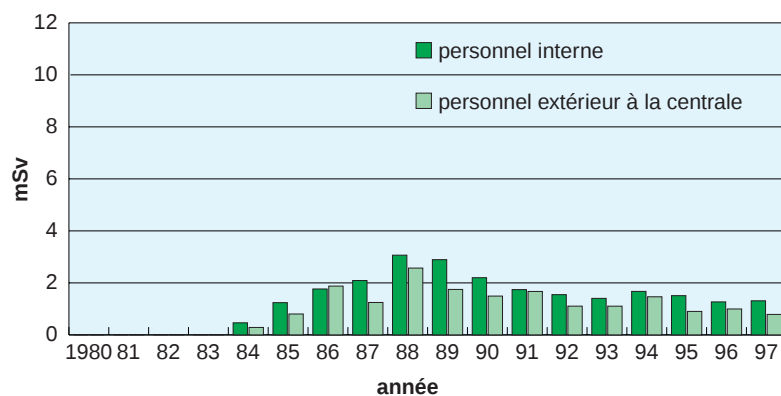
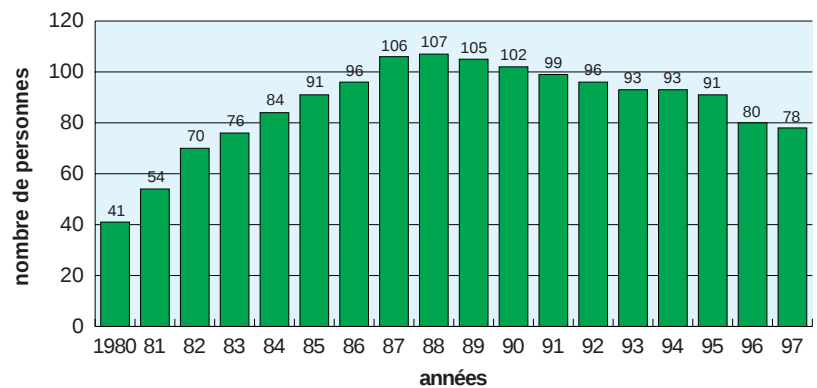


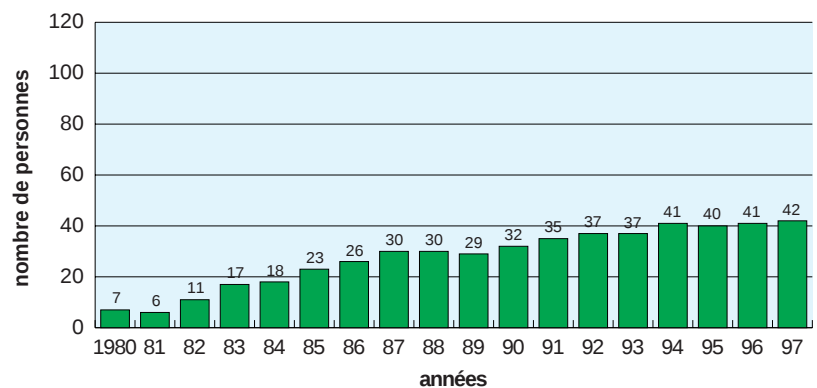
Figure A9

Nombre d'individus du personnel interne de chacune des centrales nucléaires ayant accumulé par suite d'activités professionnelles, à la fin de chaque année civile de 1980 à 1997, une dose individuelle totale au corps entier supérieure à 200 mSv

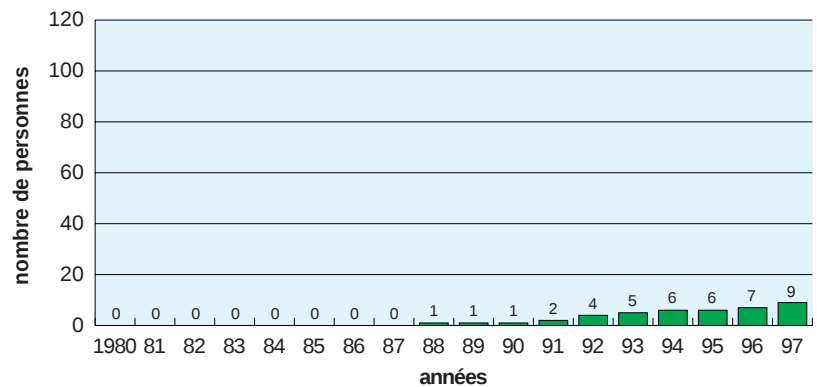
KKB I, II



KKM



KKG



KKL

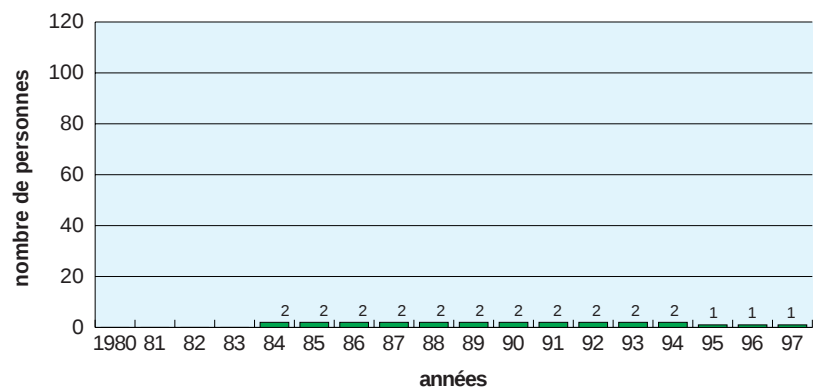
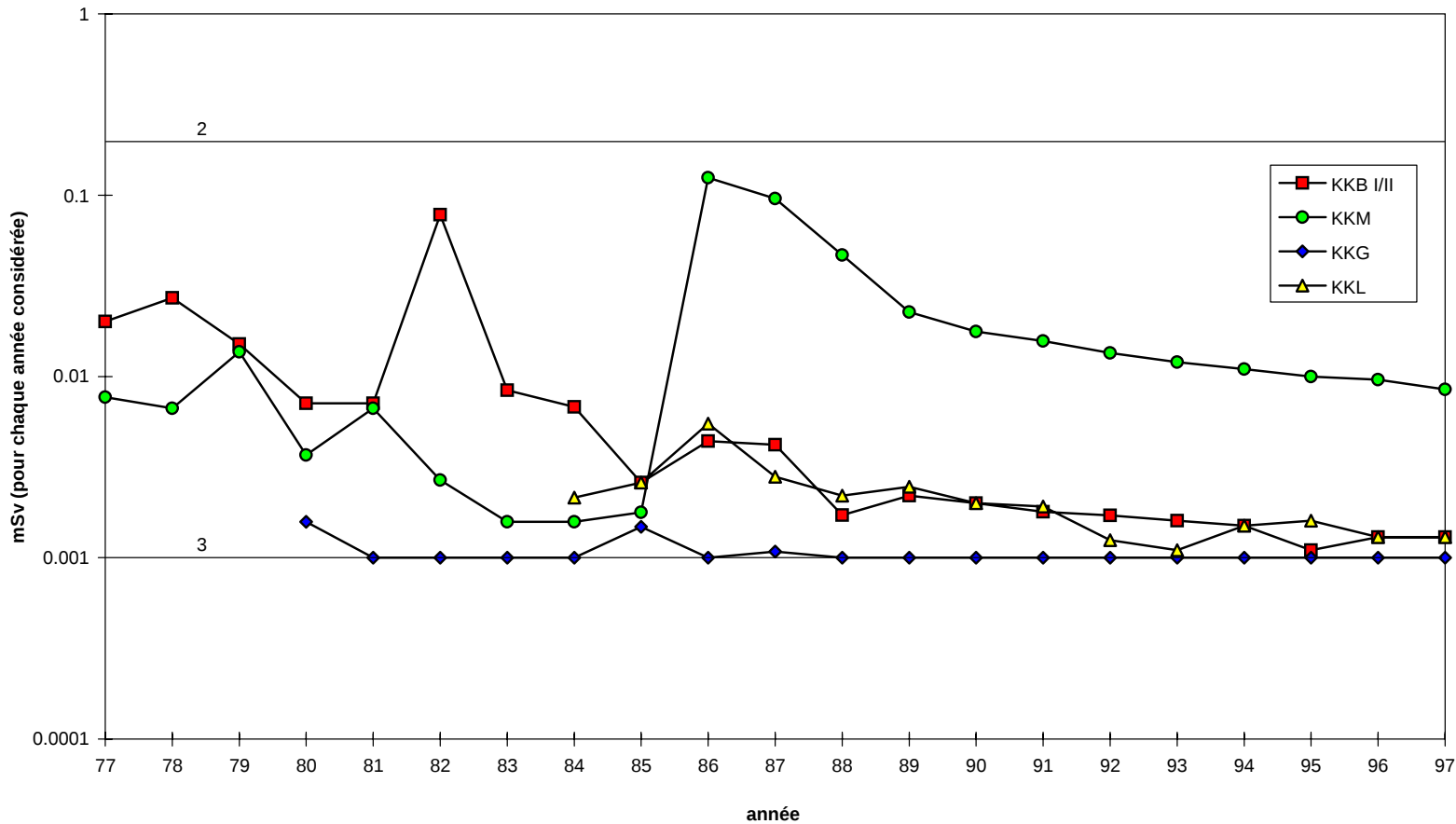


Figure A10

Dose annuelle (calculée) accumulée par la personne (adulte) la plus exposée¹ dans le voisinage de chacune des centrales nucléaires pour chaque année de 1977 à 1997



¹ Personne fictive, définie comme séjournant en permanence à l'emplacement critique, assurant intégralement son alimentation avec des denrées provenant de cet emplacement et prélevant toute son eau potable dans le cours d'eau en aval de la centrale nucléaire considérée.

² Valeur directrice de dose liée à la source (ORaP article 7, directive HSK-R-11 de la DSN).

³ Les valeurs inférieures à 0,001 mSv ne sont pas représentées à leur valeur réelle dans la figure (elles sont prises égales à 0,001 mSv).

Figure A11

Débit de dose ambiante indiqué par les sondes MADUK en 1997

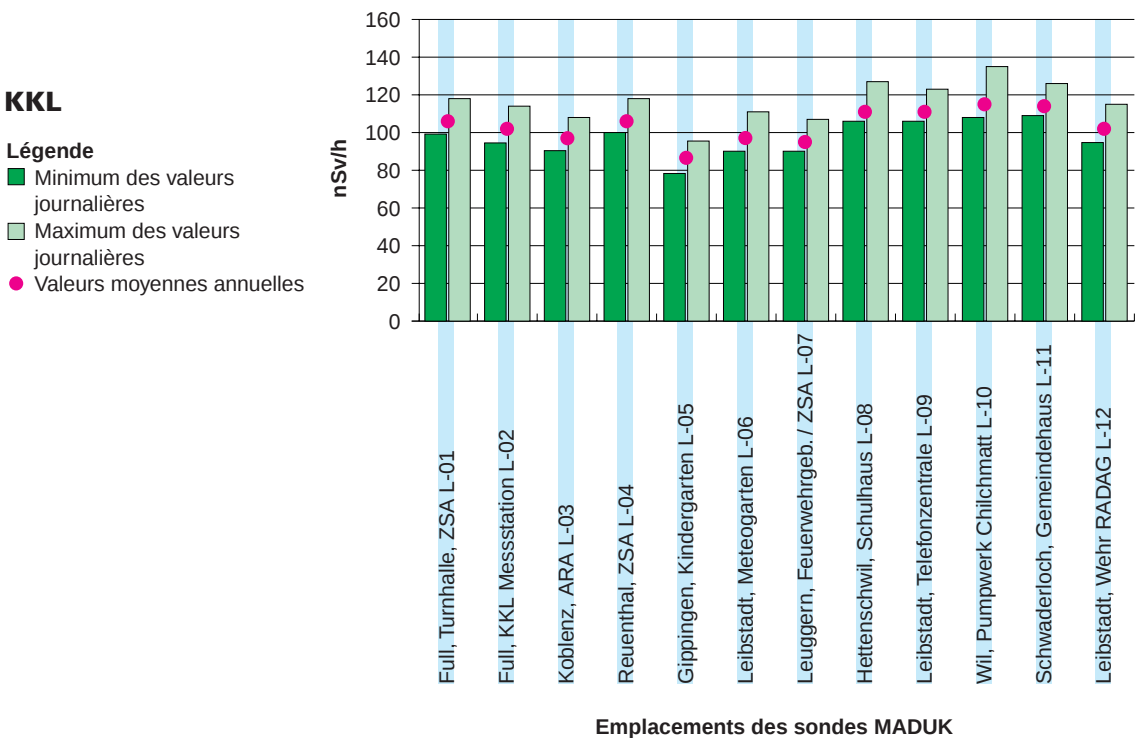
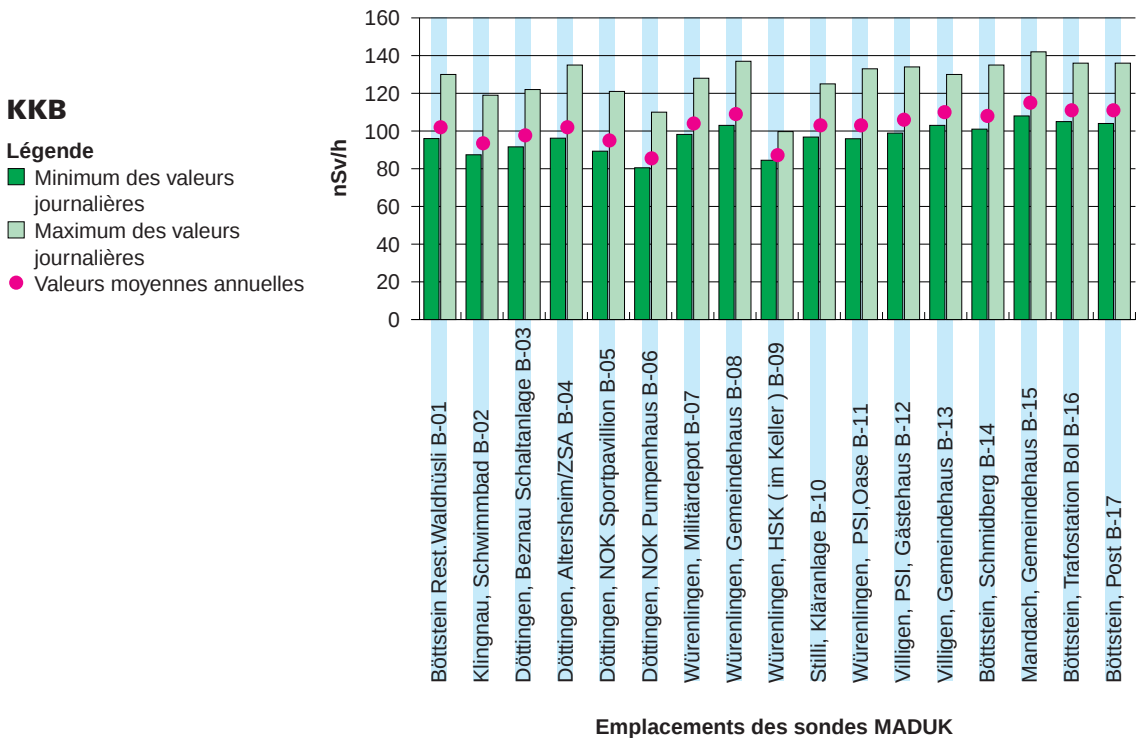
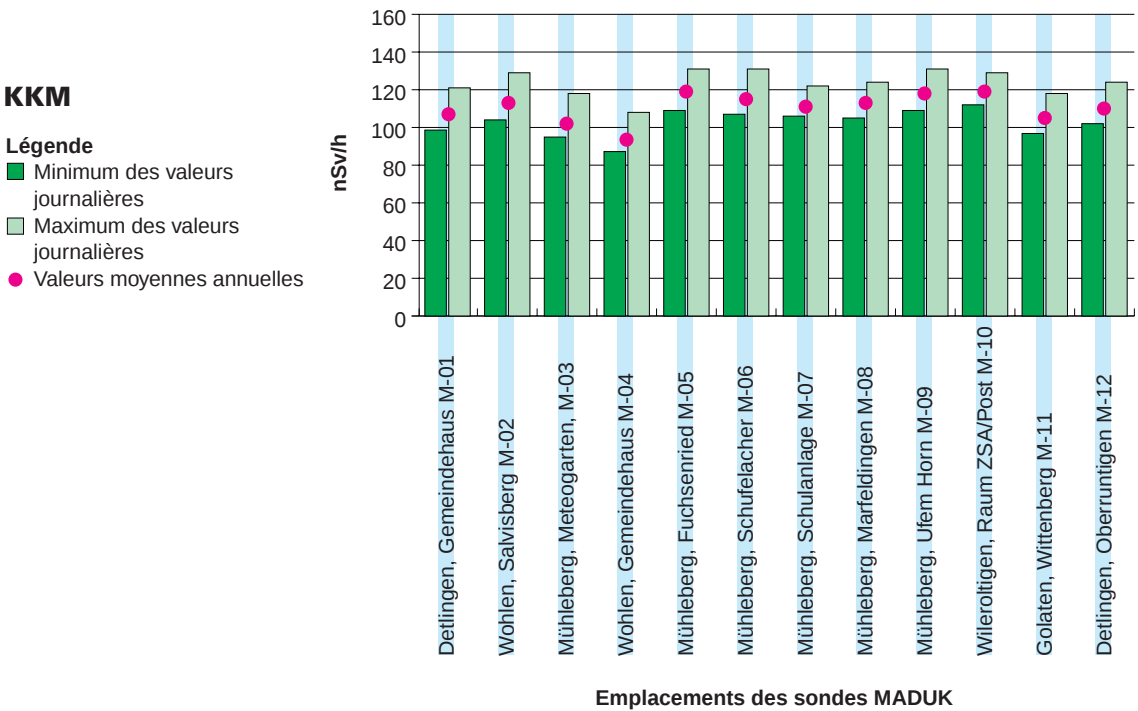
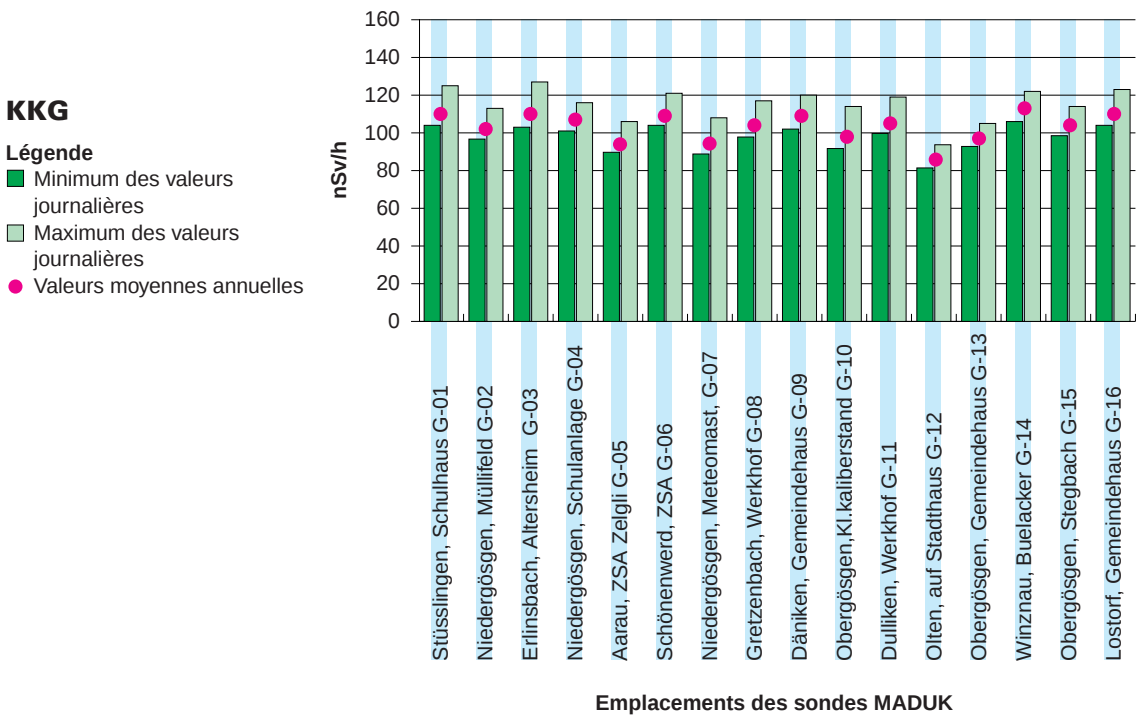


Figure A11 (suite)

Débit de dose ambiante indiqué par les sondes MADUK en 1997



Appendice B

Tableaux

Tableau B1	Liste des directives et recommandations de la DSN en vigueur en Suisse	124
Tableau B2	Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES)	128
Tableau B3	Principales caractéristiques des centrales nucléaires suisses	130

Figures

Figure B1	Schéma de fonctionnement d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau pressurisée	131
Figure B2	Schéma de fonctionnement d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau bouillante	131
Publications du personnel de la DSN		132
Liste d'abréviations et leurs significations		135

Tableau B1

Liste des directives et recommandations de la DSN en vigueur en Suisse

Directive	Titre	Édition en vigueur
R-04/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken (Procédures de surveillance lors de la construction des centrales nucléaires: projets de génie civil)	Décembre 1990
R-05/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; mechanische Ausrüstungen (Procédures de surveillance lors de la construction des centrales nucléaires: équipements mécaniques)	Octobre 1990
R-06/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Classes de sécurité, interfaces entre classes, prescriptions de construction pour les matériels destinés aux centrales nucléaires équipées de réacteurs à eau légère)	Mai 1985
R-07/d	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juin 1995
R-07/f	Directive concernant les zones surveillées des installations nucléaires et de l'Institut Paul Scherrer	en préparation (juillet 1977)
R-08/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung (Sécurité des ouvrages de génie civil pour centrales nucléaires: procédures d'examen de la Confédération relatives à la construction)	Mai 1976
R-11/d	Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken	Mai 1980
R-11/f	Objectifs de la protection des personnes contre les radiations ionisantes dans la zone d'influence des centrales nucléaires	Juillet 1978
R-12/d	Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernanlagen (Dosimétrie du personnel des installations nucléaires exposé aux radiations dans l'exercice de sa profession)	Décembre 1997
R-14/d	Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle (Conditionnement, emballage et entreposage intermédiaire des déchets faiblement et moyennement radioactifs dans les installations nucléaires)	Décembre 1988
R-14/e	Conditioning and Interim Storage of Radioactive Waste	Décembre 1988
R-15/d	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken (Notifications concernant l'exploitation des centrales nucléaires)	Août 1996
R-16/d	Seismische Anlageninstrumentierung (Instrumentation sismique dans les installations nucléaires)	Février 1980
R-17/d	Organisation und Personal von Kernkraftwerken (Organisation et personnel des centrales nucléaires)	Août 1986

Tableau B1 (suite)

Liste des directives et recommandations de la DSN en vigueur en Suisse

Directive	Titre	Édition en vigueur
R-21/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	Novembre 1993
R-21/e	Protection Objectives for the Disposal of Radioactive Waste	Novembre 1993
R-21/f	Objectifs de protection pour le stockage final des déchets radioactifs	Novembre 1993
R-23/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen (Révisions, tests, remplacement, réparations et modifications des équipements électriques des installations nucléaires)	Décembre 1993
R-25/d	Berichterstattung der Kernanlagen des Bundes, der Kantone, des PSI sowie des stillgelegten Versuchsatomkraftwerks Lucens	Mai 1990
R-25/f	Notification relative aux installations nucléaires de la Confédération et des Cantons, à l'Institut Paul Scherrer ainsi qu'à la centrale nucléaire expérimentale désaffectée de Lucens	Avril 1989
R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken (Sélection, formation et examen du personnel des centrales nucléaires soumis au régime de la licence)	Mai 1992
R-30/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen (Procédures de surveillance lors de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires)	Juillet 1992
R-31/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, E1 klassierte elektrische Ausrüstungen (Procédures de surveillance lors de la construction des installations nucléaires, équipements électriques de classe E1)	Janvier 1994
R-32/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen (Instructions concernant les mesures météorologiques sur les sites des installations nucléaires)	Septembre 1993
R-35/d	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik (Procédures de surveillance lors de la construction et des modifications des centrales nucléaires – Technologie des systèmes)	Mai 1996
R-37/d	Anerkennung von Kursen für Strahlenschutz-Kontrolleure und -Chefkontrolleure; Prüfungsordnung (Homologation des cours de formation pour agents et chefs-contrôleurs de la radioprotection; prescriptions d'examen)	Mai 1990
R-38/d	Interpretation des Begriffs «abgeleiteter Richtwert für Oberflächenkontamination» (Interprétation de l'expression «valeur directrice dérivée pour la contamination de surfaces»)	Juillet 1987
R-39/d	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal (Enregistrement des sources de rayonnement et du personnel spécialiste de l'examen des matériaux sur le site d'une installation nucléaire)	Janvier 1990

Tableau B1 (suite)

Liste des directives et recommandations de la DSN en vigueur en Suisse

Directive	Titre	Édition en vigueur
R-40/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung (Dépressurisation au travers de filtres de l'enceinte de confinement des réacteurs à eau légère: exigences relatives à la conception et au dimensionnement)	Mars 1993
R-41/d	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen (Directive relative au calcul de la dose d'exposition aux rayonnements dans l'environnement au voisinage des installations nucléaires due aux émissions de substances radioactives par ces dernières)	Juillet 1997
R-42/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage (Compétences pour la prise des décisions relatives aux mesures particulières de mitigation en cas d'accident grave dans une installation nucléaire)	Février 1993
R-42/e	Responsibility for decisions to implement certain measures to mitigate the consequences of a severe accident at a Nuclear Power Plant	Mars 1993
R-45/d	Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernanlagen (Préparation et exécution d'exercices d'urgence dans les installations nucléaires suisses)	Juillet 1997
R-45/e	Planning and Execution of Emergency Exercises in Swiss Nuclear Power Plants	Octobre 1997
R-100/d	Anlagezustände eines Kernkraftwerks (Conditions et états d'exploitation d'une centrale nucléaire)	Juin 1987
R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren (Critères de conception et de dimensionnement des systèmes de sécurité de centrales nucléaires équipées de réacteurs à eau légère)	Mai 1987
R-101/e	Design Criteria for Safety Systems of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors	Mai 1987
R-102/d	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz (Critères de conception et de dimensionnement de la protection des équipements de sécurité de centrales nucléaires contre les effets de l'impact d'un avion)	Décembre 1986
R-102/e	Design Criteria for the Protection of Safety Equipment in NPP against the Consequences of Airplane Crash	Décembre 1986
R-103/d	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle (Mesures, internes à l'installation, de prévention et de mitigation des conséquences d'accidents graves dans les centrales nucléaires)	Novembre 1989

Tableau B1 (suite)

Liste des directives et recommandations de la DSN en vigueur en Suisse

Recom-mandation	Titre	Édition en vigueur
E-04/d	Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung für Accident Management (Postes de commande et centre de conduite pour situations de crise dans les centrales nucléaires: exigences concernant leur conception et les équipements nécessaires à la gestion des situations accidentelles)	Décembre 1989

Tableau B2

Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES)

L'échelle internationale de gravité des dérangements pouvant survenir dans des installations nucléaires (International Nuclear Event Scale (INES) de l'AIEA), destinée à informer rapidement sur leur importance du point de vue de la sécurité et appliquée internationalement à titre d'essai depuis le début de 1990, est définitivement en fonction depuis 1992. Elle comporte, du point de vue de la sécurité, sept niveaux de gravité, qui sont illustrés ci-dessous:

Niveau	Descripteur	Critères	Exemple
7	Accident majeur	■ Rejet dans le voisinage du site d'une fraction importante de l'inventaire du coeur du réacteur, généralement sous la forme d'un mélange de produits de fission radioactifs à courte et longue période (en quantités équivalent, du point de vue radiologique, à plus de dix mille terabecquerels d'iode 131). <i>Remarques: Possibilité d'effets aigus sur la santé.</i> <i>Effets tardifs sur la santé dans une vaste zone pouvant s'étendre sur plusieurs pays.</i> <i>Conséquences à long terme sur l'environnement.</i>	Tchernobyl URSS, 1986
6	Accident grave	■ Rejet de produits de fission dans le voisinage du site (en quantités équivalent, du point de vue radiologique, à un rejet de l'ordre de mille à dix mille terabecquerels d'iode 131). <i>Remarque: L'application intégrale des dispositions locales prévues par les plans d'urgence est très probablement nécessaire pour limiter les effets sur la santé de la population.</i>	
5	Accident entraînant une mise en danger du voisinage du site	■ Rejet de produits de fission dans le voisinage du site (en quantités équivalent, du point de vue radiologique, à un rejet de l'ordre de cent à mille terabecquerels d'iode 131). <i>Remarque: L'application partielle des plans d'urgence est, dans certains cas, nécessaire pour réduire la probabilité d'effets sur la santé.</i> ■ Endommagement grave du coeur accompagné du relâchement d'une grande quantité de radioactivité à l'intérieur de l'installation.	Windscale Angleterre, 1957 Three Mile Island USA, 1979
4	Accident sans mise en danger significative du voisinage du site	■ Rejet de substances radioactives dans le voisinage du site entraînant, pour l'individu le plus exposé hors des limites du site, une dose de quelques millisieverts. <i>Remarque: En général, il est peu probable que des mesures de protection hors du site s'imposent, sauf peut-être pour le contrôle local des denrées alimentaires.</i> ■ Endommagement partiel du coeur du réacteur dû à des effets mécaniques et/ou à une fusion. ■ Irradiation du personnel telle qu'un décès à court terme est probable.	Saint Laurent France, 1980

Tableau B2 (suite)

Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES)

Niveau	Descripteur	Critères	Exemple
3	Incident grave	■ Rejet, dans le voisinage du site, de substances radioactives en quantités supérieures aux limites autorisées, qui peut entraîner, pour l'individu le plus exposé hors du site, une dose de l'ordre de quelques dixièmes de millisievert. ■ Irradiation du personnel telle qu'il faille s'attendre à des effets aigus sur la santé des travailleurs. Niveaux élevés de contamination dans l'installation. ■ Dérangement pour lequel une défaillance supplémentaire des système de sécurité pourrait conduire à des conditions accidentelles. ■ Situation dans laquelle les systèmes de sécurité seraient incapables d'empêcher un accident, si certains événements initiateurs devaient se produire.	Vandellos Espagne, 1989
2	Incident	■ Événement accompagné de défaillances majeures d'équipements de sécurité, mais avec des dispositions de sécurité suffisantes pour pouvoir aussi faire face à des défaillances supplémentaires. ■ Événement entraînant une irradiation du personnel dépassant la limite admissible de la dose annuelle. ■ Dispersion significative de radioactivité dans l'installation débordant du cadre prévu lors de la conception et du dimensionnement.	Sosnowy Bor Russie, 1992
1	Anomalie	■ Anomalie amenant l'installation en dehors des conditions de fonctionnement prescrites. Elle peut être due à une défaillance du matériel, à une erreur humaine ou à une insuffisance dans les procédures.	
0	Événements sans importance du point de vue sécurité	■ Anomalies conduisant à des situations dans lesquelles les limites et conditions d'exploitation ne sont pas dépassées et qui sont convenablement maîtrisées conformément à des procédures adéquates. Exemples: défaillance unique dans un système redondant, erreur de manipulation sans conséquences, défaut de fonctionnement constaté lors d'une inspection périodique ou d'un essai de fonctionnement (pas de défaillance multiple), arrêt automatique du réacteur suivi du comportement normal de l'installation, franchissement de valeurs limites des conditions d'exploitation, avec respect des prescriptions y relatives.	

Tableau B3

Principales caractéristiques des centrales nucléaires suisses

	KKB I	KKB II	KKM	KKG	KKL
Puissance thermique [MW]	1130	1130	1097	3002	3138
Puissance électrique brute [MW]	380	374	372	1020	1085
Puissance électrique nette [MW]	365	357	355	970	1030
Type de réacteur	réacteur à eau pres-surisée	réacteur à eau pres-surisée	réacteur à eau bouillante	réacteur à eau pres-surisée	réacteur à eau bouillante
Fournisseur du réacteur	Westing-house	Westing-house	GE	KWU	GE
Fournisseur de la turbine	BBC	BBC	BBC	KWU	BBC
Alternateur(s) [MVA]	2·228	2·228	2·214	1140	1318
Source froide	rivière	rivière	rivière	atmosphère (tour humide)	atmosphère (tour humide)
Mise en service commerciale	1969	1971	1972	1979	1984

Figure B1

Schéma de fonctionnement d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau pressurisée

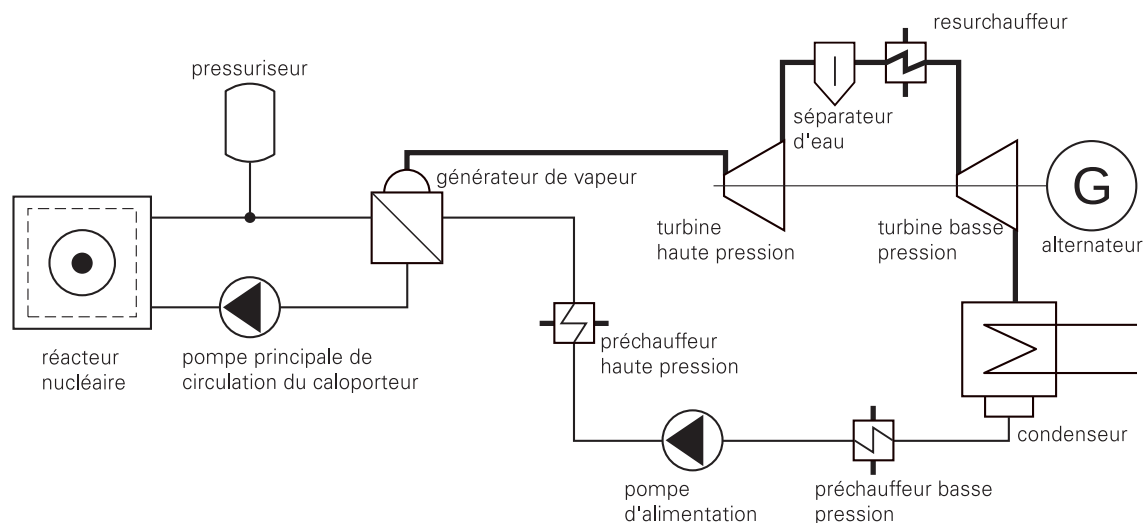
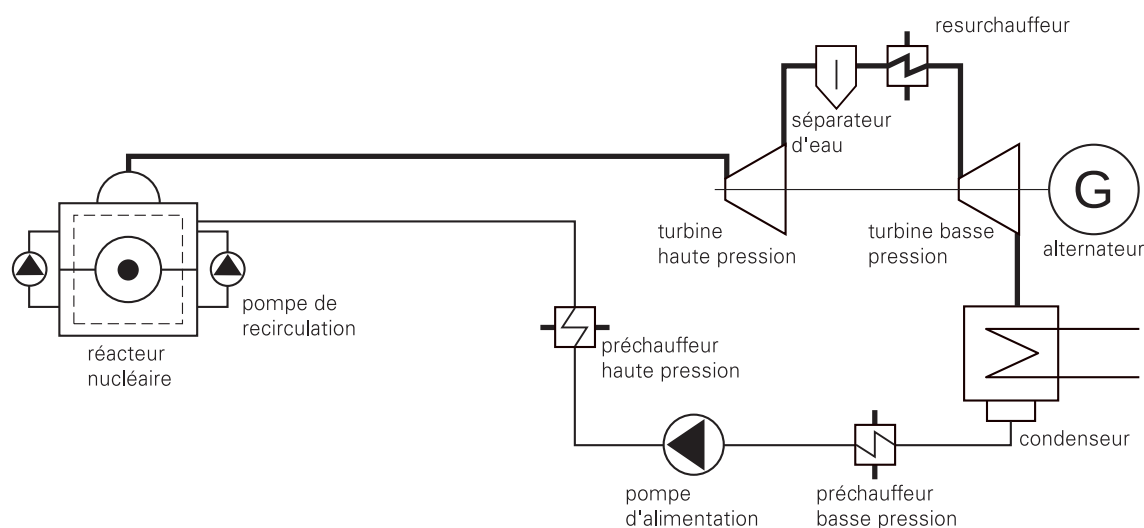


Figure B2

Schéma de fonctionnement d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau bouillante



Publications du personnel de la DSN

Liste des publications en 1997

- **A Quantitative Model for Ion Diffusion in Compacted Bentonite**; M. Ochs; M. Boonekamp, H. Wanner, H. Sato; Conference «Migration of Actinides and Fission Products in the Geosphere», 26-31 October 1997, Sendai Japan, (To be published in «Radiochem. Acta», 1998).
- **Was bedeutet die EURATOM-Richtlinie zum Strahlenschutz für ein Nicht-EU-Land?**; W. Jeschki, E. Stoll; Strahlenschutzpraxis, Heft 4/97, Seiten 29-33.
- **Verwirklichung sicherer Arbeitsweisen: Gewährleistung und Messung der Sicherheitskultur in Kernkraftwerken**; W. Jeschki und E. Stoll, HSK sowie A. Auf der Maur, SUVA; 29. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Luzern, September 1997.
- **Verwirklichung sicherer Arbeitsweisen: Human Factors**; S. Prêtre, C. Humbel und A. Frischknecht; 29. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Luzern, September 1997.
- **EG-Richtlinie zum Strahlenschutz vom 13. Mai 1996: Bedeutung für den Unterschied zum Strahlenschutz in der Schweiz**; W. Jeschki, E. Stoll; Vortrag am Seminar der Eidgenössischen Kommission für Strahlenschutz (EKS), 21. Januar 1997.
- **CORVIS, Investigation of light water reactor lower head failure modes**; S. Brosi, G. Dijkstra, H. Hirschmann, B. Jaekel, K. Nakada, J. Paturski, R. Rösel, H.-P. Seifert and Ph. Tipping; Nuclear Engineering and Design, 168 (1997) 77-104.
- **How Materials Ageing and Human Factors can Lessen Safety Margins**; Ph. Tipping; Second International Symposium on Risk, Economy and Safety, Failure Minimisation and Analysis. 22-26 July 1996; Pilanesberg, South Africa. Conference Volume: Ed. R. Penny, Balkema, ISBN 90 54 10 8231.
- **16. Fitness for service considerations: The Meyer hardness test applied to cold rolled and annealed steel to analyse its physical state**; Ph. Tipping and V. Levit; International Colloquium on Ageing of Materials and Methods for the assessment of Lifetimes of Engineering Plant. 21-25 April 1997; Cape Town, South Africa; Conference Volume: Ed. R. Penny, Balkema, ISBN 90 54 10 8746.
- **Assessment and Management of Ageing of Pressurised Water Reactor Pressure Vessels**; M. Banic, M. Brumovsky, M. Erve, C. Faigy, P. MacDonald, T. Mager, J. Pachner and Ph. Tipping; November 1997 in PLEX'97; Prague, Czech Republic.
- **Study of unusual events in Nuclear Power Plants by psychological means**; V. Abramova, G. Baumont, A. Frischknecht and V. Tolstykh; Proceeding of the IAEA-OECD/NEA Symposium on «Reviewing the safety of existing Nuclear Power Plants», October 1996; Vienna, Austria.
- **IAEATECH DOC; Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Pressurised Water Reactor Pressure Vessels**; M. Banic, M. Brumovsky, M. Erve, C. Faigy, P. MacDonald, T. Mager, J. Pachner and Ph. Tipping; 1997; IAEA, Vienna, Austria.
- **Start-up Tests within the Power Uprate Programme for the Leibstadt NPP - Authority Requirements and First Results, Proceedings**; J.-U. Klügel, U. Schmocker; Jahrestagung Kerntechnik '97, Mai 1997; Aachen, Germany.
- **Estimation of Source Term from Plant Data**; M. Baggenstos, O. Zuchuat, B. Covelli; Proceeding of the sixth ANS Topical Meeting on Emergency Preparedness and Response, April 1997; San Francisco.
- **ADAM an Accident Diagnostics, Analysis and Management System**; H. Esmaili, R. Vijaykumar, S. Orandi and M. Khatib-Rahbar, and O. Zuchuat, U. Schmocker; Proceeding of ESREL'97 the International Conference on Safety and Reliability; June 1997; Lisbon, Portugal.

- **Benchmark Exercise on Expert Judgment Techniques in PSA Level 2**; G. Cojazzi, U. Pulkkinen (JRC-ISIS), P. De Gelder, D. Gryffroy (AVN), R. Bolado (FGUPM), E. Hofer (GRS), R. Virolainen (STUK), I.M. Coe (NNC), A. Bassanelli (ENEL), J. Puga (UNESA), I. Papazoglou (NCSR), O. Zuchuat (HSK); Proceeding of the FISA-97 Symposium on EU Research on Severe Accident; November 1997; Luxembourg.
- **Steam Explosion-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants**; O. Zuchuat, U. Schmocker, H. Esmaili, and M. Khatib-Rahbar; Proceeding of the OECD/CSNI Specialist Meeting on Fuel Coolant Interaction; May 1997; JAERI Tokai Mura, Japan.
- **Edelmetalladditiv-Technologie – Ein mögliches neues Verfahren zur Vermeidung von Spannungsrisskorrosion an austenitischen Komponenten des Reaktorwasserkreislaufes von Siedewasserreaktoren**; J. Nöggerath; ETH-Kolloquium für Werkstoffwissenschaften; 2. April 1997; Zürich.
- **Zustandsüberwachung aus der Sicht der schweizerischen Aufsichtsbehörde**; W. Neumann, A. Turrian; SVA-Vertiefungskurs über Zustandsüberwachung in Kernkraftwerken; 23.–25. April 1997; Brugg-Windisch, Schweiz.
- **Gemeinsame Position der europäischen nuklearen Aufsichtsbehörden zur Qualifizierung der Prüfverfahren**; W. Neumann; SVA-Vertiefungskurs über Zustandsüberwachung in Kernkraftwerken; 23.–25. April 1997; Brugg-Windisch, Schweiz.
- **Entscheidungsfindung für Notfallschutzmassnahmen**; S. Prêtre; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur; Schweiz.
- **Quellterm- und Dosisabschätzungen als Entscheidungsgrundlagen für Notfallmassnahmen**; F. Cartier, O. Zuchuat, W. Blaser; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Technische Massnahmen zur Begrenzung der Folgen schwerer Unfälle**; U. Schmocker; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Behördliche Anforderungen zur Verhütung und Beherrschung schwerer Störfälle**; A. Frischknecht, H. Deutschmann; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Notfallorganisation der HSK**; P. Uboldi; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Notfallschutzplanung für die Umgebung von Kernkraftwerken**; M. Baggenstos; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Information der Öffentlichkeit aus der Sicht der Sicherheitsbehörde**; A. Treier; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Gordola 97 – Intercomparison Measurements**; W. Baur, M. Schibli, Ch. Murith, A. Gurtner, S. Segat, F. Byrde, M. Astner; 10. Regular Workshop on Mobile Radiological Laboratories; Oktober 1997; Gordola, Schweiz.
- **Qualifizierung zerstörungsfreier Prüfverfahren**; W. Neumann; Vortrag für SGZP (Schweizerische Gesellschaft für zerstörungsfreie Prüfung; 27. Februar 1997; Windisch, Schweiz.
- **Qualification approach adopted so far in Switzerland**; W. Neumann; NDE Techniques Capability Demonstration and Inspection Qualification; Proceedings of the Joint EC OECD IAEA Specialists Meeting, Petten, 11.-13. März 1997; European Commission, EUR 17354 EN, NEA/CSNI/R (97)1; ISBN 92-828-735-5.

- Gamma-Ray Measurements, Design, calibration and application of an airborne gamma spectrometer system in Switzerland; G. F. Schwarz, L. Rybach, E. E. Klingelé, 1369; Geophysics, Vol. 62, No. 5, September/October 1997.
- Aeroradiometrische Aufnahmen in der Umgebung der schweizerischen Kernanlagen; G. F. Schwarz, L. Rybach, Chr. Bärlocher; BAG, 1997: Umweltradioaktivität in der Schweiz 1996, BAG, Bern.
- Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM96; G. F. Schwarz, L. Rybach, Chr. Bärlocher; Bericht für das Jahr 1996 zuhanden der Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR).

Conférences et cours dans le cadre du cours post-diplôme «Risque et sécurité» de l'EPFZ, l'EPFL et de l'Université de St-Gall, 1997

- Containment Response, Accident Progression and Consequence Analysis (PSA Stufe-2 Analyse); U. Schmocker.
- PSA: Elements, Role and Results of the Review Process; U. Schmocker.
- Demonstration of the Accident Diagnostics, Analysis and Management (ADAM) System; R. Sardella.

Liste d'abréviations et leurs significations

(entre parenthèses: abréviation courante en allemand ou en anglais lorsqu'elle diffère de l'abréviation française existante)

1

1E classe de sécurité des équipements électriques importants pour la sécurité

A

ADAM moyen informatique de prévision s'appuyant sur les valeurs livrées par le système ANPA et destiné à l'organisation d'urgence de la DSN comme soutien en vue de la prévision de l'évolution d'un accident et de ses conséquences («ADAM» est un acronyme pour Accident Diagnosics, Analysis and Management)

ADPIC Atmospheric Diffusion Particle-In-Cell Model (modèle complexe de calcul de dispersion développé aux États-Unis et décrit dans le rapport annuel 1995 de la DSN)

AGN-211-P réacteur piscine de l'Université de Bâle

AIEA (IAEA) Agence internationale de l'énergie atomique (Vienne)

AL limite (annuelle) de rejet (Abgabelimite)

ANPA système de transmission automatique de données des centrales nucléaires vers la DSN

ARN autorité argentine de sécurité nucléaire

ASE division «radioprotection et gestion des déchets radioactifs» au PSI (Abteilung Strahlenschutz und Entsorgung)

ASIT (SVTI) Association suisse d'inspection technique

AURA installation de retraitement par précipitation des eaux radioactives à KKB

AWARE système d'alarme informatisé à KKB

B

BKW FMB
Énergie SA, Berne Société faîtière productrice d'électricité dans le canton de Berne et exploitant, entre autres, la centrale nucléaire de Mühleberg (anciennement FMB = Forces Motrices Bernoises S.A.)

BNFL Société de retraitement de combustibles nucléaires irradiés (British Nuclear Fuel Limited), Sellafield, UK

Bq becquerel = unité de radioactivité (1 Bq = 1 désintégration par seconde)

Bq·m⁻³ activité spécifique en becquerel par mètre cube

BStMLU Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen (Ministère bavarois du développement et des questions d'environnement)

BZL Entrepôt fédéral de déchets radioactifs (Bundeszwischenlager für radioaktive Abfälle)

C

CA valeur directrice pour l'activité durable dans l'air (selon ORaP)

CARROUSEL dispositif expérimental constitué d'une source de neutrons entourée d'un milieu modérateur à l'IGA de l'EPFL

CEDRA (Nagra) Société coopérative nationale pour l'entreposage des déchets radioactifs (Wettingen)

CENAL (NAZ) Centrale nationale d'alarme, à Zurich

CFG (EGK) Commission fédérale de géologie

CFS Commission franco-suisse de sûreté des installations nucléaires

CGE Cobalt Gray Equivalent

CHECOSYS modèle de simulations numériques de l'absorption de radionucléides par la végétation (notamment par les céréales)

CILC Crud Induced Localised Corrosion (corrosion locale induite par les dépôts de produits d'érosion)

CIR Groupe coopératif de recherche IASCC (Co-operative IASCC Research Group)

classe 1E classe de sécurité des équipements électriques

Liste d'abréviations et leurs significations (suite)

classes A, B et S	classes des événements particuliers notifiés à la DSN par les exploitants selon la directive HSK-R-15
CNL	Centrale nucléaire expérimentale de Lucens
Co-59	cobalt-59, isotope inactif du cobalt
Co-60	cobalt-60, isotope radioactif du cobalt
COGEMA	Compagnie générale des matières nucléaires (La Hague, France) (société française de retraitement de combustible nucléaire)
COMPRO	programme destiné à informatiser les prescriptions procédures pour les situations d'urgence (à KKB)
CROCUS	nom d'un réacteur (assemblage critique) de l'IGA (EPFL)
Cs-137	isotope radioactif du césium
CSA (KSA)	Commission fédérale de la sécurité des installations nucléaires
CVRS	Cement Volume Reduction Solidification, installation de conditionnement destinée à l'immobilisation des résines, des concentrats et des boues résiduels par réduction du volume et par immobilisation dans une matrice de ciment

D

DABC	Dépôt et abri de biens culturels, construit et aménagé par l'Etat de Vaud sur le site et dans les ouvrages souterrains accessibles de l'ancienne Centrale nucléaire expérimentale de Lucens
DDC (DEZA)	Direction du développement et de la coopération (au DFAE)
DETEC (UVEK)	Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (remplace depuis le 01.01.98 le Département fédéral des transports, des communications et de l'énergie (DFTCE))
DFA	déchets faiblement radioactifs
DFAE (EDA)	Département fédéral des affaires étrangères
DFTCE (EVED)	anciennement: Département fédéral des transports, des communications et de l'énergie (remplacé depuis le 1 ^{er} janvier 1998 par le Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (F: DETEC; D: UVEK))
Differential GPS	système de positionnement global par différences (de l'anglais Differential Global Positioning System)
DIORIT	réacteur de recherche désaffecté et partiellement démantelé au PSI (Würenlingen)
drywell	caisson entourant la cuve du réacteur et constituant une chambre de pression de l'enceinte de confinement
DSK	Commission germano-suisse de la sécurité des installations nucléaires
DSN (HSK)	Division principale de la sécurité des installations nucléaires, Würenlingen

E

E ₅₀	dose effective engagée (dose effective accumulée durant 50 ans suite à l'incorporation) (selon ORaP)
EAWAG	Institut fédéral pour l'aménagement, l'épuration et la protection des eaux, Dübendorf
ECEAGS	European Co-ordination of Environmental Airborne Gamma-ray Spectrometry (programme de recherche et de développement de l'Union Européenne)
EIG	École d'ingénieurs (ETS) de Genève
ENIQ	European Network for Inspection Qualification
EoC	Error of Commission (action spontanée ayant une influence négative)
EPF (ETH)	École polytechnique fédérale
EPFL (ETHL)	École polytechnique fédérale de Lausanne
EPFZ (ETHZ)	École polytechnique fédérale de Zurich
EPRI	Electrical Power Research Institute, USA (Institut de recherche en matière d'énergie électrique aux États Unis)
EPS (PSA)	étude probabiliste de sécurité (sigle allemand et anglais: PSA)
ETS (HTL)	École(s) technique(s) supérieure(s)

Liste d'abréviations et leurs significations (suite)

F

FISA	partie «sécurité de la fission nucléaire» (Fission Safety) des programmes de recherche et de développement de l'Union Européenne dans le domaine de l'énergie
FISA97	Symposium de novembre 1997 sur la sécurité de la fission nucléaire (Fission Safety) organisé par l'Union Européenne dans le cadre de ses programmes de recherche et de développement dans le domaine de l'énergie
FIXBOX	traitement des déchets plutonifères liquides au Laboratoire chaud (Hot Labor) du PSI; procédé permettant l'immobilisation des déchets radioactifs liquides par solidification, sous contrôle stricte de la qualité,
FURNAS	société d'électricité au Brésil

G

GAIA	nom de code de l'exercice combiné d'urgence qu'il est prévu de jouer en 1998 à KKB
GENORA	locaux protégés de l'organisation d'urgence de la DSN
GNW	Coopérative du Wellenberg pour la gestion des déchets radioactifs
GPS	système de positionnement global (de l'anglais Global Positioning System)
GWh	gigawattheure, unité d'énergie, 1 gigawattheure = 10 ⁹ wattheure

H

HAA/BE	halle de l'entrepôt ZWIBEZ à KKB destinée à l'entreposage des déchets hautement radioactifs et des assemblages combustibles irradiés
HRA	analyse de la fiabilité de l'être humain (Human Reliability Analysis)
HSK-R-07	directive de la DSN concernant la zone surveillée des installations nucléaires et de l'Institut Paul Scherrer.
HSK-R-11	directive de la DSN concernant les objectifs de protection radiologique
HSK-R-14	directive de la DSN concernant le conditionnement, l'emballage et l'entreposage des déchets faiblement et moyennement radioactifs dans les installations nucléaires
HSK-R-15	directive de la DSN sur les notifications (centrales nucléaires)
HSK-R-25	directive de la DSN sur les notifications (autres installations nucléaires)
HSK-R-41	directive de la DSN relative au calcul de la dose d'exposition aux rayonnements dans l'environnement au voisinage des installations nucléaires due aux émissions de substances radioactives par ces dernières
HSK-R-45	directive de la DSN relative à la planification et à l'exécution des exercices d'urgence dans les centrales nucléaires suisses

I

I-131	isotope radioactif de l'iode
IASCC	corrosion intercrystalline fissurante sous contrainte favorisée par l'irradiation (irradiation assisted stress corrosion cracking)
IGA	Institut de génie atomique de l'EPFL
IMR	Institut de radiologie médicale (Université de Zurich)
INES	échelle internationale d'appréciation de la gravité des dérangements dans les installations nucléaires, établie par l'AIEA (de l'anglais «International Nuclear Event Scale»)
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire de l'AIEA)
IPSN	Institut de protection et de sûreté nucléaire (CEA, France)
IRA	Institut de radiophysique appliquée, Lausanne

J

K

KKB	centrale nucléaire de Beznau
KKB I	tranche I de la centrale nucléaire de Beznau

Liste d'abréviations et leurs significations (suite)

KKB II	tranche II de la centrale nucléaire de Beznau
KKG	centrale nucléaire de Gösgen
KKL	centrale nucléaire de Leibstadt
KKM	centrale nucléaire de Mühleberg
KNE	Commission de la gestion des déchets nucléaires (sous-commission de la CFG)
Kr-88	isotope radioactif du krypton
KRA	installation de purification du condensat (de l'eau alimentaire); de l'allemand Kondensatreinigungsanlage
kV	kilovolt (unité de tension électrique; tension d'accélération de particules électriquement chargées)
KWU	Kraftwerk-Union (actuellement liée à Siemens sous le nom de KWU-Siemens, à Erlangen)

L

LA	limite d'autorisation pour les activités quotidiennes (selon ORaP)
LE	limite d'exemption (selon ORaP)
LEA (AtG)	loi fédérale sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique (du 23 décembre 1959)
LNS	Laboratoire de diffusion neutronique (SINQ, PSI)
LOTUS	installation sous-critique dotée d'un tube générateur de neutrons de 14 MeV de l'IGA (EPFL)
LRP	Laboratoire de radiopharmacie de l'Institut Paul-Scherrer (PSI)

M

mA	milliampère (unité de courant électrique mais aussi pour exprimer intensité ou puissance du faisceau d'un accélérateur de particules, p. ex. au PSI)
MADUK	réseau automatique de mesure et de surveillance du débit de dose aux alentours des installations nucléaires
MeV	mégaélectronvolt (unité d'énergie, en particulier d'énergie cinétique des particules en physique)
MIR (MIF)	déchets radioactifs soumis à l'obligation de livraison et provenant du domaine «médecine, industrie et recherche»
MOX	combustible nucléaire constitué d'un mélange d'oxydes mixtes d'uranium et de plutonium
MPa	mégapascal, $1 \text{ MPa} = 10^6 \text{ pascals} = 10 \text{ bars}$; unité de mesure de contrainte et de pression dérivée du système international d'unités
MPA-Stuttgart	Laboratoire d'essais des matériaux de Stuttgart (Materialprüfanstalt Stuttgart)
mSv	millisievert ($1 \text{ mSv} = \text{un millième de sievert} = 10^{-3} \text{ sievert}$) (voir Sv = sievert)
mSv/an	mSv par année; unité de dose d'exposition accumulée en une année
mSv/h	millisievert par heure (unité de débit de dose)
MW	mégawatt = 10^6 watts , unité de puissance (MW _e : électrique; MW _{th} : thermique)
MWd/kg	mégawatt-jour par kilogramme d'uranium: unité de la quantité d'énergie tirée d'une masse unitaire d'uranium (mesure le degré d'irradiation du combustible nucléaire)
MW _e	mégawatt électrique: unité de puissance électrique

N

NADAM	réseau automatique de mesure et d'alarme pour l'irradiation ambiante
NANO	système supplémentaire de refroidissement de secours et pour une meilleure alimentation en électricité à KKB
NESC	réseau d'évaluation de composants en acier («Network for Evaluation of Steel Components»)
NESC 1	partie du projet NESC «choc thermique sous contrainte de pression» (PTS: Pressurised Thermal Shock)
NIS	projet de remplacement de l'instrumentation neutronique dans la plage du niveau de source et dans celle du domaine intermédiaire (à KKB)
NOK	Forces Motrices du Nord-Est de la Suisse

Liste d'abréviations et leurs significations (suite)

NS Section technologie nucléaire et sûreté de l'OFEN

O

OCDE (OECD) Organisation de coopération et de développement économique
 OFEN (BFE) Office fédéral de l'énergie
 OFIAMT (BIGA) Office fédéral de l'industrie, des arts et métiers et du travail
 OFSP (BAG) Office fédéral de la santé publique
 OIR (EOR) Organisation d'intervention (de la Confédération) en cas d'augmentation de la radioactivité
 OPTIS installation de thérapie ophtalmologique par des protons (radiothérapie de mélanomes oculaires) (PSI)
 ORaP (StSV) ordonnance fédérale sur la radioprotection (du 22 juin 1994)
 OROIR (VEOR) Ordonnance relative à l'organisation d'intervention en cas d'augmentation de la radioactivité (du 26 juin 1991)
 OSART Operational Safety Review Team (acronyme utilisé par l'AIEA pour désigner une mission d'évaluation effectuée au nom de l'AIEA et sur demande d'un État membre par une équipe internationale d'experts en exploitation de centrales nucléaires)

P

PCI Pellet Clad Interaction (interaction entre les pastilles d'un barreau combustible (oxyde d'uranium) et le tube de gainage qui les enferme)
 personne-Sv personne-sievert, unité de dose collective d'exposition; expression française correspondant à man-Sv; elle remplace «homme-Sv» et les expressions dérivées)
 PET tomographie à positron d'émission (Positron Emission Tomography), au PSI
 PROTEUS installation nucléaire du PSI; réacteur de recherche à puissance nulle
 PSA probabilistic safety analysis (voir EPS)
 PSI (ou IPS) Institut Paul-Scherrer, Würenlingen et Villigen
 PSV (AÜP) programme de surveillance du vieillissement; correspond à l'allemand AÜP = Alterungsüberwachungsprogramm
 PTS pressurised thermal shock (choc thermique sous contrainte de pression)

Q

R

REFUNA réseau régional de chauffage à distance de la Vallée inférieure de l'Aar
 REVENT Projet ayant pour objectif la détermination du relâchement d'aérosols hors des puits du bâtiment du réacteur à la suite d'un accident avec fusion du cœur lors de fuites incontrôlées hors de l'enceinte de confinement ou de la dépressurisation contrôlée de celle-ci (Institut d'ingénierie chimique, EPF - Zurich)
 RIT Institut royal de technologie (Royal Institute of Technology), Stockholm (Suède)

S

SAPHIR installation nucléaire du PSI (ancien réacteur piscine pour la recherche; à l'arrêt définitif)
 SEC NRS Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (Centre scientifique et technique pour la sécurité nucléaire et radiologique, à Moscou)
 SEMINAT projet de l'Union Européenne («dynamique à long terme des radionucléides dans des environnements semi-naturels»)
 SINQ installations d'accélération de particules, avec en particulier la source de neutrons par spallation (sur le site «Ouest» du PSI, Villigen)
 SitASK analyse situationnelle de la culture de sûreté (Situative Analyse von Sicherheitskultur)
 SKI (SKi) autorité suédoise de sécurité nucléaire
 SLIM Success Likelihood Index Methodology (méthode dite des indices de probabilité de succès)
 SNA Société nationale pour l'encouragement de la technique atomique industrielle

Liste d'abréviations et leurs significations (suite)

STARS	projet de recherche du PSI, Würenlingen, ayant pour objet l'élaboration de modèles de simulation pour l'analyse des transitoires dans les réacteurs à eau légère applicables aux centrales nucléaires suisses
SUeR (SUER)	Section de la surveillance de la radioactivité de l'Office fédéral de la santé publique (OFSP), Fribourg
SUSAN	système indépendant spécial pour l'évacuation de la chaleur résiduelle à KKM
Sv	Sievert unité de l'équivalent de dose d'exposition; dose effective
SWISRUS	projet d'assistance bilatéral helvético-russe, axé sur la préparation concrète d'une étude probabiliste de sécurité spécifique de la tranche 5 de la centrale nucléaire russe de Novovoronezh; 1 ^{ère} phase: novembre 1994–avril 1997; 2 ^{ème} phase: juillet 1997–milieu de l'an 2000. Financement par DFAE et DDC; direction par DSN.
SWISSLOVAK	projet d'assistance bilatéral helvético-slovaque, établi dans le cadre de la coopération avec les pays de l'Est européen; financement DFAE et DDC; direction DSN; objet: soutien à l'autorité slovaque de sécurité nucléaire dans le domaine des analyses de sécurité.
T	
TÜV ET	Technischer Überwachungsverein, Energie und Systemtechnik (Association allemande pour la surveillance technique, domaine «énergie et technologie des systèmes», organe d'expertise compétent en Bavière pour les questions de sécurité nucléaire)
U	
UCS	Union des centrales suisses d'électricité
UE	Union Européenne
UKAEA (AEA)	Atomic Energy Authority (autorité britannique de l'énergie atomique)
US NRC	autorité de surveillance de l'énergie nucléaire aux États-Unis
V	
VPS (PSÜ)	vérification périodique de la sécurité; correspond à l'allemand PSÜ = Periodische Sicherheitsüberprüfung
VTT-Finland	Institut technique Valtion de Finlande (Valtion Teknillinen Tutkimuskeskus)
W	
Wh	wattheure, unité d'énergie thermique dégagée:
WINDBANK	(acronyme pour «WINDfelddatenBANK»): projet ayant pour objectif la détermination des champs éoliens régionaux dans les zones 1 et 2 autour des installations nucléaires (1 ^{ère} partie: KKB, KKL et PSI dans la Vallée inférieure de l'Aar; 2 ^{ème} partie: KKM)
X	
Xe-133, Xe-135	isotopes radioactifs du xénon
Y	
Z	
ZWIBEZ	entrepôt des résidus d'exploitation commun aux deux tranches de KKB (inclut la halle réservée aux déchets faiblement radioactifs dits DFA)
ZWILAG	Société pour l'entreposage de déchets radioactifs à Würenlingen (Zwischenlager Würenlingen AG - ZWILAG)
ZZL	Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen, installation de la ZWILAG, actuellement en construction