

# Rapport annuel 1998

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



Mai 1998

HSK-AN-3535  
KSA-AN-2062

Illustration de la page de couverture

Le collage photographique illustre quelques-uns des thèmes que la DSN a traité en 1998



# Tables des matières

<b>Avant-propos .....</b>	<b>6</b>
<b>Vue d'ensemble et résumé .....</b>	<b>9</b>
<b>Organigramme .....</b>	<b>13</b>
<b>1. Centrale nucléaire de Beznau .....</b>	<b>15</b>
1.1 Exploitation: compte rendu et résultats .....	15
1.2 Sécurité de l'installation .....	16
1.3 Protection contre les radiations .....	19
1.4 Personnel et organisation .....	20
1.5 État de préparation aux situations d'urgence .....	21
1.6 Déchets radioactifs .....	22
1.7 Impression générale dans l'optique de la DSN .....	22
<b>2. Centrale nucléaire de Mühleberg .....</b>	<b>23</b>
2.1 Exploitation: compte rendu et résultats .....	23
2.2 Sécurité de l'installation .....	23
2.3 Protection contre les radiations .....	28
2.4 Personnel et organisation .....	30
2.5 État de préparation aux situations d'urgence .....	31
2.6 Déchets radioactifs .....	31
2.7 Impression générale dans l'optique de la DSN .....	32
<b>3. Centrale nucléaire de Gösgen .....</b>	<b>33</b>
3.1 Exploitation: compte rendu et résultats .....	33
3.2 Sécurité de l'installation .....	33
3.3 Protection contre les radiations .....	36
3.4 Personnel et organisation .....	38
3.5 État de préparation aux situations d'urgence .....	39
3.6 Déchets radioactifs .....	39
3.7 Impression générale dans l'optique de la DSN .....	39
<b>4. Centrale nucléaire de Leibstadt .....</b>	<b>41</b>
4.1 Exploitation: compte rendu et résultats .....	41
4.2 Sécurité de l'installation .....	41
4.3 Protection contre les radiations .....	46
4.4 Personnel et organisation .....	48
4.5 État de préparation aux situations d'urgence .....	49
4.6 Déchets radioactifs .....	49
4.7 Satisfaction des conditions et obligations imposées à KKL .....	49
4.8 Impression générale dans l'optique de la DSN .....	50
<b>5. Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen .....</b>	<b>51</b>
5.1 Surveillance de la construction .....	51
5.2 Préparation de l'avis d'expertise en vue de l'octroi de l'autorisation d'exploiter les installations de traitement de déchets .....	51
5.3 Déchets radioactifs provenant du retraitement .....	52
5.4 Acquisition de conteneurs de transport et de stockage .....	52
<b>6. Institut Paul-Scherrer (PSI) .....</b>	<b>55</b>
6.1 L'Institut Paul-Scherrer (PSI), à Villigen et Würenlingen .....	55
6.2 Réacteurs de recherche .....	55
6.3 Accélérateurs, guidage du faisceau protonique et aires expérimentales .....	57
6.4 Laboratoire chaud (Hotlabor) .....	60
6.5 Traitement des déchets radioactifs .....	60

6.6	Stockage des déchets radioactifs .....	62
6.7	État de préparation aux situations d'urgence .....	62
6.8	Événements particuliers .....	63
6.9	Protection contre les radiations .....	63
6.10	Personnel et organisation .....	64
6.11	Impression générale dans l'optique de la DSN .....	64
<b>7.</b>	<b>Autres installations nucléaires .....</b>	<b>67</b>
7.1	École polytechnique fédérale de Lausanne (EPFL) .....	67
7.2	Université de Bâle .....	67
7.3	Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL) .....	67
<b>8.</b>	<b>Stockage final des déchets radioactifs .....</b>	<b>69</b>
8.1	Dépôt final du Wellenberg pour déchets faiblement et moyennement radioactifs .....	69
8.2	Déchets de haute activité: Mesures préparatoires à l'établissement d'un dépôt final .....	70
<b>9.</b>	<b>Transport de matières radioactives .....</b>	<b>73</b>
9.1	Agréments et approbations selon la législation sur les transports ..	73
9.2	Autorisations selon la législation sur la radioprotection .....	74
9.3	Inspections et audits .....	74
9.4	Formation et information .....	74
9.5	Contaminations lors de transports d'assemblages combustibles ...	74
<b>10.</b>	<b>État de préparation aux situations d'urgence .....</b>	<b>79</b>
10.1	Organisation d'urgence de la DSN .....	79
10.2	Préparation aux situations d'urgence .....	79
10.3	Formation et entraînement dans le domaine de la préparation aux situations d'urgence .....	80
10.4	MADUK et ANPA .....	80
10.5	Données fondamentales applicables aux calculs de dispersion ....	81
10.6	Aspects sociaux de la prise décision en situation post-accidentelle	83
<b>11.</b>	<b>Inspections .....</b>	<b>85</b>
11.1	Généralités sur le domaine de l'inspection .....	87
11.2	Inspections en relation avec la vérification des études probabilistes de sécurité .....	86
11.3	Inspection non annoncée d'aspects techniques à la suite d'un événement à la centrale nucléaire de Mühleberg .....	87
11.4	Inspections associées aux aspects de radioprotection lors des examens périodiques relevant de l'inspection en service à la centrale nucléaire de Leibstadt .....	88
<b>12.</b>	<b>Thèmes choisis de sécurité nucléaire et de radioprotection .....</b>	<b>91</b>
12.1	Directives .....	91
12.2	Événements instructifs dans des installations nucléaires étrangères .....	91
12.3	Problématique du changement de date lors du passage à l'an 2000 .....	94
12.4	Facteurs organisationnels et culture de sûreté .....	95
12.5	Commission fédérale de la sécurité des installations nucléaires .....	96
12.6	IRRT (équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation): des experts de l'AIEA auscultent la DSN .....	97
12.7	Procédure lors de l'appréciation sur les événements dans les installations nucléaires .....	98
12.8	Développements et tendances dans le domaine des examens périodiques relevant de l'inspection en service .....	100

<b>13. Recherche en matière de sécurité nucléaire .....</b>	<b>101</b>
<b>14. Écoles du PSI .....</b>	<b>113</b>
14.1 École d'opérateurs de réacteurs .....	113
14.2 École de radioprotection .....	113
<b>15. Affaires internationales .....</b>	<b>115</b>
15.1 Convention internationale sur la sûreté nucléaire .....	116
15.2 Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs .....	117
15.3 Contacts bilatéraux de la Suisse avec l'étranger .....	117
<b>Appendice A .....</b>	<b>121</b>
<b>Appendice B .....</b>	<b>151</b>
<b>Publications du personnel de la DSN .....</b>	<b>160</b>
<b>Liste d'abréviations et leurs significations .....</b>	<b>162</b>

# Avant-propos

À l'avenir, il faut s'attendre que la sécurité nucléaire soit mondialement confrontée à des défis importants et parfois nouveaux dans leur nature. Plusieurs causes contribuent à cette évolution, parmi lesquelles on peut mentionner:

- Les centrales nucléaires prennent de l'âge, et l'on envisage de prolonger leur durée de vie. Ceci impose des exigences élevées en ce qui concerne la maintenance et la surveillance du vieillissement.
- L'ouverture du marché de l'électricité provoque une énorme pression sur les coûts, laquelle cependant n'a pas le droit de remettre la sécurité en question.
- La génération des fondateurs de l'énergie nucléaire atteint l'âge de la retraite: ce fait peut conduire à une perte des connaissances acquises (know-how). Une part de la compréhension profonde des interconnexions entre les divers aspects au sein du domaine complexe de la sécurité nucléaire menace de disparaître.
- Dans les pays occidentaux, il n'existe pratiquement plus de projets majeurs nouveaux dans le domaine de l'énergie nucléaire: cette situation conduit à un désintérêt croissant de la part des universités, des instituts de recherche et des bureaux d'ingénieurs. Il en résulte une diminution du capital de connaissances collectives spécialisées et une difficulté croissante de recrutement parmi la génération montante.
- La technologie de contrôle-commande basée sur la connexion fixe des composants va être abandonnée dans un futur rapproché. Déjà aujourd'hui, certains composants originaux ne sont plus disponibles chez les fabricants et sont pour le moins difficilement remplaçables. Le passage à la technologie digitale de contrôle-commande est inévitable. À cause de la possibilité de fautes cachées dans les logiciels et en raison de la concentration de nombreuses fonctions dans les ordinateurs, on doit s'attendre à l'apparition de dérangements ou de séquences de dérangement d'un genre nouveau.

Pour faire face à ces nouveaux défis, la DSN s'implique avec énergie et volonté dans ses tâches et s'engage sur tous les fronts afin de remplir son mandat, à l'avenir aussi, de manière fondée et avec compétence. Ceci est

rendu visible, par exemple, dans les mesures que la DSN a prises pour fixer avec précision ses procédures internes de travail.

Durant l'année 1998, précisément, les effets de certains de ces défis se sont déjà fait ressentir. Pour la DSN en particulier, et pour son personnel, 1998 s'est montré, par comparaison avec les années précédentes, comme l'année des superlatifs: le nombre le plus bas d'événements dans les centrales nucléaires nécessitant leur enregistrement (seulement 5), la plus petite dose collective pour l'ensemble du personnel des centrales nucléaires (seulement 3.74 personne·Sv), la surveillance la plus dense exercée par la DSN (519 inspections conduites par ses spécialistes), mais cependant un grave ébranlement («séisme des transports») qui a dégénéré en une crise de confiance du public.

Le fait que, lors de certains transports d'assemblages combustibles irradiés, des portions de la surface extérieure des conteneurs ou de la paroi intérieure des wagons de chemin de fer se sont à plusieurs reprises avérées légèrement contaminées, mais à un niveau dépassant la limite admissible, et que ces cas n'ont été ni notifiés ni sanctionnés – ce qui dénote une pratique inacceptable – s'est amplifié pour devenir un thème qui a mobilisé les médias durant plusieurs mois. La suspension des autorisations de transport a immédiatement été prononcée en Suisse et l'on a procédé à une investigation approfondie de toute l'affaire.

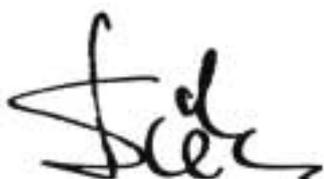
La DSN a mis à profit la dynamique issue de cette affaire pour se remettre elle-même en question et pour procéder à une évaluation critique de ses méthodes de travail et de ses priorités. Dans ce contexte, elle a reçu une équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation (IRRT, International Regulatory Review Team) de l'AIEA, constituée de onze experts internationalement reconnus provenant de sept pays et chargée d'une mission d'audit détaillé. A posteriori, tout ceci peut être interprété comme une nouvelle analyse de situation, douloureuse certes, mais très riche d'enseignement et stimulante. Les résultats de la mission IRRT nous ont en particulier montré qu'il n'est pas adéquat que l'inspection en tant que composant de la haute surveillance soit considérée et traitée comme une simple extension de l'évaluation destinée aux avis d'expertise. Tandis que, lors de l'évaluation, la technique (c'est-à-dire l'installation elle-

même, ses systèmes et ses composants) est au centre des préoccupations, il faut être conscient que, au stade de l'inspection durant l'exploitation, ce sont les aspects relevant des activités humaines (organisation de l'exploitant, son personnel et les procédures de travail) qui deviennent prépondérants.

L'année 1998 a aussi été celle au cours de laquelle chacun des états qui ont ratifié la Convention internationale sur la sûreté nucléaire devait remettre son «autocritique» sous la forme d'un rapport national. La Suisse satisfait les exigences de cette convention. Deux d'entre elles, cependant, ont donné lieu à des discussions car il n'était pas évident qu'elles fussent correctement et complètement satisfaites:

- L'assurance de la qualité (ou la gestion de la qualité, respectivement) n'a pas encore atteint l'état idéalement désirable, tant dans les centrales nucléaires suisses qu'à la DSN.
- L'indépendance de la DSN en tant qu'autorité de sécurité nucléaire n'est pas encore suffisamment bien établie au niveau de la législation. L'intention du Conseil fédéral de créer une Agence nationale de sécurité technique («NASA») devrait bientôt conduire à l'élimination de cette insuffisance.

En résumé, on peut affirmer que certains défis, dont on avait tout d'abord simplement perçu l'annonce, se sont concrétisés d'une manière étonnamment rapide au cours de l'année 1998 et ils ont mis à l'épreuve notre vitalité et notre capacité de réaction. Nous avons été brutalement secoués, mais nous nous sommes rapidement ressaisis et nous avons réagi avec énergie. Les mesures prises pour accroître notre efficacité sont encore en cours de réalisation.

A handwritten signature in black ink, appearing to read 'S. Prêtre', with a stylized, flowing script.

Serge Prêtre, Directeur de la DSN



# Vue d'ensemble et résumé

## Généralités

La Division principale de la sécurité des installations nucléaires (DSN) assure la haute surveillance des installations nucléaires suisses par l'expertise et la surveillance des installations, ce qui inclut naturellement les exploitants avec leur personnel et leur organisation. Elle évalue la sécurité<sup>1</sup> nucléaire de ces installations 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 objective 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'utilisation de l'énergie nucléaire, de la sécurité nucléaire et de la radioprotection.

Elle prépare à l'adresse du Conseil fédéral des avis d'expertise qui constituent des bases de décision au sujet des autorisations que désirent obtenir les exploitants d'installations nucléaires sur la base de leurs requêtes.

Elle améliore sa propre organisation d'urgence et la maintient constamment prête à l'engagement en cas de dérangement<sup>2</sup> 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.

<sup>1</sup> 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.

<sup>2</sup> 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 donne un grand poids à l'information au sujet des aspects de la sécurité nucléaire et de la radioprotection, aussi bien durant le fonctionnement normal des installations nucléaires suisses qu'en cas d'événements qui s'y produiraient. Ce faisant, elle s'applique à donner rapidement aux médias et au public une information transparente et claire, correcte et véridique, complète et objective. L'expérience étendue et les connaissances spécialisées de son personnel sont naturellement mises à contribution pour établir les «produits» d'information (documents sur papier et sur Internet), ce qui est le cas pour le présent rapport concernant l'année 1998.

L'année 1998 a été marquée par les cas de contamination inadmissible découverts lors de certains transports d'assemblages combustibles irradiés entre la Suisse et les installations de retraitement en France et en Grande Bretagne.

Apparaissant comme un événement particulièrement important dans l'histoire de la DSN, il convient de mentionner la mission qu'a conduite en décembre 1998 au siège de la DSN une équipe d'experts de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA, Vienne), dite «équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation» (IRRT = International Regulatory Review Team). Cette équipe d'experts a examiné en détail le fonctionnement de la DSN, c'est-à-dire ses méthodes de travail, ses responsabilités et ses compétences, son organisation, ainsi que l'environnement dans lequel elle déploie ses activités, c'est-à-dire la position qu'elle occupe dans l'administration fédérale, puis à en faire une évaluation. Certaines des recommandations et des suggestions formulées par cette équipe vont influencer les méthodes de travail et l'organisation de la DSN.

## Haute surveillance

Parmi les activités de la DSN, la haute surveillance des centrales nucléaires suisses de Beznau, Mühleberg, Gösgen et Leibstadt, ainsi que les installations de l'Institut Paul-Scherrer (PSI) en a constitué, en 1998 aussi, la part prépondérante.

En ce qui concerne les centrales nucléaires, les conclusions principales tirées des activités de surveillance sont présentées dans les cha-

pitres 1 à 4 du présent rapport. L'Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen (ZZL) et le PSI font l'objet des chapitres 5 et 6. Quant au chapitre 9, il est consacré aux transports de substances radioactives et traite, en particulier, de la problématique des cas de contamination inadmissible découverts lors de certains transports d'assemblages combustibles irradiés entre la Suisse et les installations de retraitement de La Hague, en France, et de Sellafield, en Grande Bretagne.

Au cours de la dernière décennie, la sécurité, vue sous l'angle technique, a atteint un niveau élevé. Mais il est aussi opportun de se poser des questions en ce qui concerne le comportement des êtres humains qui sont aux commandes des machines et des installations à eux confiées, notamment de se faire une idée sur l'importance du facteur de risque que constitue l'humain et d'en tenir compte lors de l'évaluation du déroulement des procédures et des aspects de sécurité. La manière de penser de l'humain, sa façon d'agir et son comportement sont des facteurs que l'on prend en compte dans de telles réflexions sous l'appellation «facteur humain» (human factor). La DSN tient compte de cet aspect au cours de ses activités de surveillance et d'expertise: elle formule un certain nombre de réflexions et d'appréciations à ce sujet dans les sous-chapitres 1.4 à 4.4 («Personnel et organisation»), ainsi que 12.4 («Facteurs d'organisation et culture de sûreté») du présent rapport.

Par ailleurs, les centrales nucléaires elles-mêmes prennent de l'âge. À ce sujet se pose la question de savoir comment se comportent leurs structures et leurs composants importants pour la sécurité. Pour y répondre, la DSN a ouvert un domaine particulier faisant partie de la haute surveillance des centrales nucléaires sous la forme d'un programme de surveillance du vieillissement qui prend en compte, en plus de la maintenance, le vieillissement des structures et des composants des installations. 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'examen.

### **Impression générale sur les installations nucléaires**

À la fin des chapitres 1 à 4 (centrales nucléaires) et 6 (PSI), la DSN exprime son impression d'ensemble sur chacune des installations nucléaires et leur exploitation. 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. Il est réjouissant de

constater que, dans toutes les centrales nucléaires, les valeurs annuelles des doses collectives sont basses, ce qui résulte en particulier des importantes dispositions de blindage radiologique prises par les exploitants, notamment durant les arrêts de révision et maintenance. Durant l'année sous revue, la DSN a continué d'octroyer aux exploitants d'installations nucléaires les permis d'exécution requis et nécessaires, comme par exemple pour le redémarrage des tranches nucléaires après leur révision.

### **Avis d'expertise**

Lorsqu'il prévoit la réalisation d'un projet tel que, par exemple, la construction d'un entrepôt de déchets radioactifs, l'exploitant d'une installation nucléaire doit introduire une requête accompagnée d'un rapport de sécurité. La DSN examine alors de telles requêtes et établit à leur sujet des avis d'expertise technico-scientifique. Ce faisant, elle s'appuie sur la législation et les réglementations nationales et sur l'état de la science et de la technique reconnu et confirmé internationalement. Ces avis d'expertise de la DSN 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 a entrepris la préparation de l'avis d'expertise concernant l'exploitation de l'installation de conditionnement et de celle d'incinération et de fusion de déchets de l'Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen. Cet avis d'expertise sera achevé en 1999 (voir chapitre 5).

### **Transport d'assemblages combustibles**

Lors de transports d'assemblages combustibles irradiés provenant de centrales nucléaires françaises, allemandes et suisses vers les installations de retraitement de La Hague, en France, et de Sellafield, en Grande Bretagne, il s'est avéré que, à diverses reprises durant les années récentes, des contaminations radioactives inadmissibles sont apparues sur les conteneurs de transport et à l'intérieur des wagons de chemin de fer. C'est l'autorité française de sûreté nucléaire, la DSIN, qui, à fin avril 1998, en a informé la DSN. On a ainsi appris par exemple que, durant les années 1997 et 1998 et lors de sept transports entre les centrales nucléaires suisses et La Hague, on a détecté des contaminations dépassant la valeur, admise internationalement, de 4 Bq/cm<sup>2</sup>. On a pu établir que de telles contaminations des colis transportés avaient pour origine principale les procédures de chargement des conteneurs, lequel chargement doit se dérouler sous l'eau dans une piscine de la

centrale pour des raisons de radioprotection suivi d'un nettoyage, qui s'est avéré insuffisant, de la surface extérieure de ces conteneurs. Ces derniers sont par contre restés complètement étanches durant tous les transports; de la radioactivité provenant du combustible transporté n'est donc jamais parvenue dans l'environnement.

Au début de mai 1998, l'Office fédéral de l'énergie (OFEN) a imposé la suspension des autorisations de transport d'assemblages combustibles irradiés de la Suisse vers les installations de retraitement à l'étranger. À la fin de 1998, cette suspension était toujours en vigueur. On a procédé à une investigation approfondie des causes de contamination: les exploitants de centrales nucléaires en ont déduit les mesures à prendre pour éviter de nouvelles contaminations et ils ont dû les exposer à la DSN. Celle-ci devait alors établir à ce sujet un rapport officiel qui sera publié en 1999.

Le thème des contaminations lors de transports d'assemblages combustibles irradiés a grandement mobilisé l'attention des médias, du public et des parlements dans les pays concernés. Bien que la signification radiologique et le risque associés à ces faits soient très minimes, ils ont néanmoins provoqué de fortes réactions dans l'opinion publique. Au chapitre 9 du présent rapport annuel, la DSN présente une discussion détaillée des contaminations lors de transports d'assemblages combustibles irradiés.

### **Législation, réglementation et critères d'évaluation**

Les directives de la DSN établissent ceux des critères selon lesquels les activités et les projets et intentions des exploitants d'installations nucléaires sont mesurés. Elles décrivent 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. Les directives ont pour but de contribuer à la sécurité du droit.

Durant l'année sous revue, la DSN a mis en vigueur deux directives révisées: la directive HSK-R-12 traitant de la détermination, de l'enregistrement et de la notification des doses individuelles reçues par le personnel des installations nucléaires et du PSI, ainsi que la directive HSK-R-25 fixant les modalités de la notification pour le PSI et les autres installations nucléaires de la Confédération et des cantons (la liste des directives en vigueur est donnée à l'appendice B).

### **Travaux préparatoires au stockage final**

Les travaux relatifs au projet de dépôt final pour déchets faiblement et moyennement ra-

dioactifs au Wellenberg dans le canton de Nidwald sont toujours bloqués. Le groupe de travail chargé des aspects techniques, institué par la Confédération et dont la DSN fait partie, a traité en 1998 des questions fondamentales soulevées par ce projet et a discuté de la suite à lui donner. Il a confirmé que, selon toutes prévisions en ce qui concerne la sécurité, le site du Wellenberg est apte au stockage final de déchets radioactifs; il a en outre recommandé que l'on procède par étapes et que l'on construise tout d'abord une galerie de sondage (voir le sous-chapitre 8.1 du rapport).

Quant au stockage final des déchets de haute activité et ceux de moyenne activité et de longue durée de vie, on a poursuivi les travaux d'investigation encore nécessaires pour apporter la preuve finale que ce stockage est possible dans des conditions acceptables. La CEDRA établit à ce sujet les éléments fondamentaux relatifs aux deux roches d'accueil choisies, à savoir les argiles à opalinus et le socle cristallin. Actuellement et dans le proche avenir, l'effort principal se concentre sur l'exploration des argiles à opalinus dans la région zurichoise dite «Zürcher Weinland». Durant l'année sous revue, la CEDRA a entrepris à ce sujet en septembre 1998 le forage exploratoire de Benken (voir sous-chapitre 8.2). La DSN assure l'accompagnement scientifique de ces travaux d'exploration géologique. La DSN suit enfin les travaux de recherche dans les laboratoires souterrains du Grimsel et du Mont-Terri.

### **Recherche en matière de sécurité et état de la science et de la technique**

Lors de ses évaluations de la sécurité des installations nucléaires suisses, la DSN se base sur l'état actuel de la science et de la technique. Il en est de même en ce qui concerne certaines mesures que la DSN exige des exploitants pour élever le niveau de sécurité dans leurs installations. Afin de réunir les connaissances nécessaires à cette approche, c'est-à-dire de déterminer cet état actuel, la DSN propose et soutient des projets de recherche, tant nationaux qu'internationaux, dans le domaine de la recherche en matière de sécurité dans l'optique de l'autorité de surveillance.

Ces projets de recherche ont une valeur pratique considérable pour la haute surveillance et les expertises dont la DSN est responsable. Le large spectre des thèmes de la recherche en matière de sécurité s'étend de la radioécologie, de la radiosensibilité des cellules vivantes, du comportement des radionucléides issus de centrales nucléaires dans les cours d'eaux aux phénomènes de corrosion intercristalline fissurante sous contrainte et à la vérification du comportement des combustibles nucléaires et

de celui des systèmes et de l'installation dans son ensemble dans les centrales nucléaires, en passant par le projet dit «HRA» dont l'objectif est d'étudier l'effet des actions et réactions humaines en situation de dérangement. Au chapitre 13 du présent rapport, la DSN décrit les divers projets de recherche en matière de sécurité qu'elle a suggérés et qu'elle encourage et soutient financièrement.

### **État de préparation aux situations d'urgence**

À la question de savoir qui, en Suisse, et sous quelle forme, a des compétences et des responsabilités dans le cas d'un relâchement accidentel de radioactivité, l'Ordonnance relative à l'organisation d'intervention en cas d'augmentation de la radioactivité (OROIR) donne des éléments essentiels de réponse. Cette ordonnance règle en particulier la compétence, l'organisation et l'engagement des divers services de la Confédération inclus dans cette Organisation d'intervention en cas d'augmentation de la radioactivité (OIR). Dans ce cadre, la DSN assume une fonction de conseiller auprès de cette organisation; elle maintient en outre sa propre organisation d'urgence caractérisée extérieurement par la disponibilité permanente d'un ingénieur de son service de piquet<sup>1</sup>, capable d'évaluer ce qui se passe et de renseigner sur la situation, atteignable à toute heure du jour et de la nuit par téléphone. La DSN informe et conseille en particulier la Centrale nationale d'alarme (CENAL), à Zurich, lors de dérangements dans les installations nucléaires. À cet effet, elle s'appuie sur ses propres mesures, ses analyses et ses diagnostics.

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 assure en outre la formation et l'entraînement, notamment par des exercices, de son propre personnel dans le domaine de la préparation aux situations d'urgence. En ce qui concerne les thèmes associés à ce domaine, tels que les exercices d'urgence, le réseau MADUK de mesure automatique des débits de dose, etc., le chapitre 10 du présent rapport annuel donne des informations détaillées complémentaires.

---

<sup>1</sup> Note du traducteur: Remarque au sujet du terme «piquet» consacré par l'usage en Suisse et utilisé dans le présent rapport: les expressions «service de piquet» et «ingénieur de piquet», applicables aussi bien au sein de l'autorité de surveillance (DSN) que chez les exploitants, correspondent aux expressions «service d'astreinte» et «ingénieur d'astreinte» utilisées en France.

### **IRRT (équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation) – Experts de l'AIEA en mission à la DSN**

Comment travaille l'autorité suisse de sécurité nucléaire? Comment accomplit-elle les tâches qui lui sont attribuées? Comment est-elle organisée? À ces questions, ainsi qu'à d'autres allant plus dans les détails, une équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation (IRRT, International Regulatory Review Team) constituée d'experts de l'AIEA, déléguée en mission auprès de la DSN en décembre 1998, avait pour objectifs d'y apporter des réponses circonstanciées. Cette mission a été organisée à l'invitation formelle du Chef du Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (DETEC). L'équipe de l'AIEA a en particulier examiné les méthodes de travail de la DSN, ses devoirs, ses compétences et le cadre de ses activités et elle en a fait une évaluation critique. Ces experts ont décerné de «bonnes notes» à la DSN dans les domaines des analyses de sécurité, des expertises techniques, de la radioprotection et de la préparation aux situations d'urgence. Elle s'est en revanche exprimée de manière assez critique sur d'autres aspects, notamment au sujet des procédures d'inspection de la DSN dans les centrales nucléaires. Le chapitre 12.6 du présent rapport donne des informations plus détaillées à ce sujet.

### **Personnel et formation professionnelle**

S'assurer qu'une valeur élevée est donnée à la formation initiale et continue des personnels tant des installations nucléaires que de l'autorité de surveillance est une démarche essentielle 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, en particulier, à la surveillance de la DSN. Des spécialistes de la DSN prennent part aux examens organisés dans les deux écoles du PSI, l'École d'opérateurs de réacteurs et l'École de radioprotection (elles font l'objet du chapitre 14), en tant qu'examineurs et experts.

## Division principale de la sécurité des installations nucléaires

Director: S. Prêtre, Dr.

1<sup>er</sup> suppléant: W. Jeschki

2<sup>ème</sup> suppléant: U. Schmocker, Dr.

### Équipe de conduite

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

### Division Equipements mécaniques et électriques (MELA)

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

### Division Dimensionnement des réacteurs 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

<b>Section Coordination de la surveillance des centrales nucléaires</b> (KOA) Chef: H. G. Lang	<b>Section Electrotechnique et techniques de contrôle-commande</b> (ELT) Chef: A. Voumard	<b>Section Mécanique et génie civil</b> (MBT) Chef: J. Nöggerath, Dr.	<b>Section Technique des réacteurs et de sécurité</b> (RST) Chef: W. van Doesburg, Dr.	<b>Section Etudes probabilistes de sécurité et gestion d'accidents</b> (PSA) Chef: U. Schmocker, Dr.	<b>Section Aspects humains, organisation et culture de sécurité</b> (MOS) Chef: A. Frischknecht, Dr.	<b>Section Conséquences d'accidents et mesures d'urgence</b> (SUN) Chef: M. Baggenstos	<b>Section Techniques des mesures radiologiques et radioécologie</b> (MER) Chef: F. Cartier, Dr.	<b>Section Protection radiologique sur les places de travail</b> (RAS) Chef: M. Furrer, Dr.	<b>Section Gestion des déchets radioactifs</b> (ERA) Chef: A. Zurkinden, Dr.
--	---	---	--	--	--	--	--	---	--



# 1. Centrale nucléaire de Beznau



Tranches 1 et 2 de la centrale nucléaire de Beznau (KKB). Au premier plan, l'entrepôt intermédiaire pour les déchets radioactifs ZWIBEZ construit récemment

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 1 et KKB 2) – 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 1 et de 357 MW pour la tranche 2. On trouvera d'autres informations aux tableaux A1 et B3 en appendice. La figure B1 présente schématiquement le fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée.

Les deux tranches KKB 1 et KKB 2 ont atteint en 1998 des coefficients de production<sup>1</sup> de 99.7% et 87.0% en termes d'énergie, ainsi qu'une disponibilité<sup>2</sup> de 100% et de 88.9% en termes de temps. La part d'énergie non produite est imputable essentiellement à l'arrêt programmé de la tranche 2 destiné au renou-

vellement des assemblages combustibles et aux travaux de révision et de maintenance.

En raison de l'allongement des cycles d'exploitation, il n'y a pas eu d'arrêt programmé de maintenance à la tranche 1. Celui de la tranche 2 a duré 41 jours.

Le soutirage de chaleur pour le réseau régional de chauffage à distance de la vallée inférieure de l'Aar (REFUNA) a représenté en 1998 un total de 151.1 GWh<sub>th</sub> pour les deux tranches.

À la tranche 1, l'année 1998 s'est déroulée sans aucun déclenchement de l'arrêt automatique du réacteur. Une perturbation dans l'asservissement des turbines a néanmoins provoqué l'arrêt de l'un des groupes turboalternateurs et une réduction de la puissance du réacteur à 50% de sa valeur nominale. Par ailleurs, une erreur de manipulation au cours d'une intervention dans une armoire du contrôle-commande s'est trouvée à l'origine d'une diminution de 15%, et de courte durée, de la puissance de l'un des deux groupes turboalternateurs.

À la tranche 2, il n'y a pas eu non plus de déclenchement de l'arrêt automatique du réacteur durant l'année sous revue. Au cours des opérations de redémarrage après l'arrêt de maintenance, lors des derniers tests concernant l'excitation de l'un des alternateurs, le déclenchement d'une turbine a entraîné une réduction de la puissance du réacteur à 50% de sa valeur nominale. Par ailleurs, on a réduit de 20% la puissance de l'un des groupes

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

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

turbo-alternateurs pour remédier à une fuite d'eau de refroidissement de son condenseur.

## 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 concernant l'exploitation des centrales nucléaires.

À la tranche 1 de KKB, un seul événement s'est produit en 1998 nécessitant une notification et un enregistrement à la DSN. On l'a enregistré en classe B selon la directive HSK-R-15 et au niveau 0 de l'échelle internationale d'évaluation INES (voir chapitre 12.7, ainsi que le tableau B2 de l'appendice B).

- Lors du test de deux manostats de surveillance du circuit de la vapeur vive, effectué pour la première fois durant le fonctionnement en puissance, on a constaté un écart en dehors des tolérances entre l'actuelle valeur de réglage de leur déclenchement et la valeur de consigne fixée dans les spécifications techniques, écart qui a existé depuis 1988. On a identifié la cause de cet écart dans une insuffisance administrative. Cet écart était néanmoins si minime que, en cas de sollicitation, il n'aurait eu aucune conséquence dommageable sur l'isolation des lignes de vapeur vive. On a immédiatement corrigé les valeurs de consigne.

À la tranche 2 aussi, un seul événement s'est produit en 1998 nécessitant une notification et un enregistrement à la DSN. On l'a enregistré en classe B selon la directive HSK-R-15 et au niveau 0 de l'échelle INES.

- Lors du remplissage du circuit primaire au cours des préparatifs pour le redémarrage de la tranche après l'arrêt de maintenance, on n'a pas respecté la valeur minimum de la réserve d'eau boriquée dans le réservoir BOTa dans le délai prescrit par les spécifications techniques. On a identifié la cause de ces deux erreurs dans des insuffisances de la communication interne au regard de la durée de préparation d'eau boriquée. Après remplissage du réservoir d'eau boriquée, l'exploitant a, en plus, pris les mesures appropriées pour éliminer les points faibles identifiés dans l'organisation et dans les prescriptions.

Les leçons tirées de l'évaluation des événements enregistrés en 1998 montrent qu'il est nécessaire de mieux tenir compte des interfaces homme-machine et d'améliorer l'organisation technique.



*Opération de levage du couvercle de la cuve du réacteur, avec les entraînements des grappes de commande. Un écran de blindage temporaire fait de nattes de plomb protège le personnel contre les rayonnements ionisants.*

Source: centrale nucléaire de Beznau

### 1.2.2 Travaux exécutés lors de l'arrêt pour le renouvellement du combustible à la tranche 2

Lors de l'arrêt pour le renouvellement du combustible et la maintenance à la tranche 2, qui a duré du 6 avril au 15 mai 1998, on a conduit les travaux habituels prévus tels que le renouvellement des assemblages combustibles, les travaux de maintenance et de modification, les inspections dans les domaines électrique et mécanique, ainsi que les examens périodiques et les tests de fonctionnement de composants et d'équipements électriques et mécaniques.

Les examens périodiques concernant la cuve du réacteur ont constitué les travaux les plus importants. On a examiné par la technique des ultrasons au moyen d'un robot mécanisé le cordon de soudure circonferentiel de la calotte hémisphérique du couvercle de la cuve et le cordon de soudure de la collerette dudit couvercle servant à son appui sur le haut de la

cuve. C'est la première fois depuis la fabrication que les cordons de soudure de ce couvercle ont fait l'objet d'un examen dit «volumétrique» (par opposition aux examens de surface)<sup>1</sup>: il n'est apparu aucune indication de défaut qui aurait pu signifier une atteinte à la sécurité de l'installation.

On a procédé une dernière fois à l'examen, au moyen de la technique des courants de Foucault, de la tubulure des deux générateurs de vapeur avant leur remplacement prévu en 1999. Sur la base des résultats obtenus, il est apparu nécessaire de réparer 106 tubes de chauffe à l'aide de manchons («Sleeves») et d'obturer préventivement trois autres tubes à leurs deux extrémités par des bouchons extensifs.

Les travaux préparatoires au remplacement des deux générateurs de vapeur ont constitué une part importante des activités programmées durant l'arrêt de 1998. Dans l'enceinte intérieure de l'installation, on a en particulier préparé l'ouverture d'une section de passage dans la paroi de béton protégeant l'enveloppe primaire de l'enceinte de confinement, ouverture destinée à la sortie des générateurs de vapeur actuels et à l'introduction des nouveaux. Parmi les autres travaux liés à ce remplacement, il convient de mentionner le rééquipement du pont roulant polaire afin de le rendre apte à la manutention des générateurs de vapeur à l'intérieur de l'enceinte de confinement, les modifications du tracé des galeries de câbles, y compris la mise en place des nouveaux câbles. On a aussi ajusté les accès aux trous d'homme des nouveaux générateurs de vapeur.

Dans le secteur du puisard de recirculation, si important pour l'injection de sécurité, on a exécuté de nombreux travaux de réfection: on a en particulier remplacé un certain nombre de composants ferritiques par des composants équivalents mais résistants aux effets de la corrosion. On a également enduit le fond et les parois du puisard d'un revêtement de protection plus approprié.

### 1.2.3 Modifications apportées à l'installation

Durant l'année sous revue, on a exécuté un certain nombre de modifications à la tranche 2 de KKB. Il convient de mentionner les suivantes:

---

<sup>1</sup> Dans le domaine de l'examen non destructif des matériaux, on qualifie de «volumétrique» un examen s'étendant à tout le volume intérieur du matériau, ce qui permet de déceler les fissures présentes au sein de celui-ci et n'atteignant pas sa surface, donc qui ne sont pas visibles de l'extérieur.

- 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 amélioré, sur chacune d'elles, les dispositifs de collecte et de dérivation de cette huile vers un réservoir.
- On a remplacé complètement l'instrumentation nucléaire du cœur destinée à la surveillance du niveau de flux neutronique dans les plages du niveau de source et du domaine intermédiaire par un système de mesure neutronique à large bande. Ce nouveau système, répondant à l'état actuel de la science et de la technique dans ce domaine, a exigé des travaux d'installation nombreux et d'envergure considérable complétés par des essais soigneusement préparés que la DSN a suivis en détail. La mise en service de ce nouveau système s'est ensuite déroulée conformément au programme prévu.
- On a pratiquement terminé, durant l'arrêt de révision de 1998, les travaux commencés au cours des années antérieures pour moderniser les installations de l'alimentation électrique des équipements auxiliaires et du système interne de distribution, alimentation électrique de secours incluse; cette dernière étape comportait en particulier le remplacement des transformateurs de soutirage et de ceux de l'excitation des alternateurs, ainsi que l'adaptation des câblages électriques correspondants.

### 1.2.4 Combustible et grappes de commande

Durant l'année sous revue, aucune augmentation de la concentration des produits de fissions dans l'eau du réacteur n'a pu être constatée, ni à la tranche 1, ni à la tranche 2 de KKB; on peut en conclure qu'aucun défaut d'étanchéité ne s'est produit sur les gaines des barreaux combustibles des deux tranches.

À la tranche 1, il n'y a pas eu de renouvellement des assemblages combustibles en 1998 en raison de l'allongement du cycle d'exploitation à 18 mois. En ce qui concerne les défauts constatés en 1997 sur trois barreaux combustibles dans trois assemblages combustibles (voir le chapitre correspondant du rapport de la DSN pour 1997), le fournisseur a conduit des investigations détaillées pour en identifier l'origine. Elles n'ont d'ailleurs apporté une réponse claire au sujet de la cause primaire que pour un seul des barreaux combustibles: il s'agissait d'un défaut de fabrication.

Lors du renouvellement du combustible à la tranche 2 en 1998, on en a remplacé 32 assemblages combustibles usés par des assemblages neufs. Le cœur du réacteur comporte

actuellement 4 assemblages à oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX). Parmi les 121 assemblages constituant le cœur, 108 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 de la tranche 2 était assurée.

Durant l'année sous revue, aucun transfert d'assemblages combustibles épuisés vers l'usine de retraitement n'a eu lieu.

### **1.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) et gestion d'accidents**

L'exploitant de KKB a remis à fin 1998 à la DSN l'étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) spécifique de son installation pour les états «démarrage», «mise à l'arrêt» et «arrêt», satisfaisant ainsi une exigence formulée par l'autorité de surveillance en 1990. La DSN entreprendra dès 1999 les travaux d'évaluation de cette étude qu'elle conclura par un avis d'expertise. Par ailleurs, l'exploitant de KKB a poursuivi la mise à jour de son EPS pour le fonctionnement en puissance: il prévoit d'en remettre à la DSN dans le courant de 1999 une version tenant compte de l'état actuel de la science et de la technique.

L'exploitant de KKB utilise dorénavant l'EPS comme critère supplémentaire pour étayer les propositions de modifications et pour répondre aux questions de la DSN s'y rapportant. Le but de cette approche est de déterminer le facteur de risque associé, d'une part, aux modifications tant de l'installation que des consignes d'exploitation et, d'autre part, aux exigences de la DSN. Cette dernière encourage et soutient ces efforts car ils rendent possible une appréciation équilibrée de la sécurité dans le sens d'une «réglementation adaptée au niveau du risque» («risk-informed regulation»).

En relation avec l'introduction systématique dans ses procédures des «Directives concernant la gestion des accidents graves», dites «SAMG» (de l'anglais «Severe Accident Management Guidance»), l'exploitant de KKB a, dans le cadre d'un audit, répondu aux questions de la DSN relatives à l'état actuel des travaux concernant cette introduction et des projets à réaliser dans le futur dans ce domaine. Sous le sigle «SAMG», il faut comprendre une extension systématique des consignes pour situation de dérangement et de celles pour situation d'urgence, pour en faire des directives applicables aussi aux situations d'accident très grave avec fusion du cœur. À ce sujet, on a consacré des efforts particuliers au développement d'une directive traitant de la maîtrise du problème de l'hydrogène lors d'accidents

graves, l'objectif étant de maintenir l'intégrité du confinement en tant que dernière barrière de rétention des substances radioactives au cours de tous les accidents imaginables.

### **1.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)**

Depuis 1996, l'exploitant de KKB a mis en vigueur son programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV) et l'applique dès lors comme tâche permanente à tous les composants et structures importants pour la sécurité. En 1998, la DSN a vérifié la documentation «PSV» relative à certains 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, pressuriseur) et a formulé ses conclusions sous forme d'appréciations. Elle a en outre conduit avec l'exploitant des discussions au niveau des spécialistes au sujet de diverses questions particulières concernant les effets du vieillissement sur certaines structures des composants mécaniques.

En ce qui concerne les composants électrotechniques de la classe de sécurité 1E (tels que transducteurs de pression, entraînements d'éléments de robinetterie, moteurs, câbles électriques, fiches et prises de connexion), l'exploitant a poursuivi la surveillance des effets du vieillissement selon une approche approuvée par la DSN, ainsi que l'exécution de la partie «électrotechnique» de son programme systématique de surveillance du vieillissement. À ce sujet, il a établi des rapports intermédiaires sur les essais en cours concernant les effets à long terme.

Dans le domaine du génie civil, la DSN a vérifié les documents «PSV» remis par l'exploitant de KKB concernant le bâtiment du réacteur. Les inspections de référence relatives aux bâtiments attribués à la classe sismique EK I que conduit l'exploitant de KKB selon l'approche approuvée par la DSN sont en cours.

L'examen, à la DSN, de la documentation «PSV» que l'exploitant de KKB a remise jusqu'à présent, n'a mis en évidence, dans aucun des domaines importants pour la sécurité, de lacunes importantes dans les programmes de maintenance et d'examen périodiques ou de signes ou de résultats indiquant qu'il faudrait s'attendre dans le proche futur à une altération inadmissible des caractéristiques de sécurité des équipements de KKB.

## 1.3 Protection contre les radiations

### 1.3.1 Protection du personnel

Lors de l'exploitation et de l'entretien des deux tranches KKB 1 et KKB 2, on a enregistré en 1998 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-dessous (valeurs de 1997 entre parenthèses):

KKB 1	
Actions	personne·Sv
Arrêts programmés	0.00 (0.54)
Marche en puissance	0.07 (0.07)
Doses collectives annuelles	0.07 (0.61)

KKB 2	
Actions	personne·Sv
Arrêts programmés	0.41 (0.00)
Marche en puissance	0.07 (0.08)
Doses collectives annuelles	0.48 (0.08)

KKB 1 + 2	
Actions	personne·Sv Total
Arrêts programmés	0.41 (0.54)
Marche en puissance	0.14 (0.15)
Doses collectives annuelles	0.55 (0.69)

À la tranche 1 de KKB, qui se trouve dans son second cycle d'exploitation de 18 mois, il n'y a pas eu d'arrêt de révision en 1998. La situation radiologique à la tranche 2 (considérée avant la mise en place des écrans de plomb amovibles), déterminée au moyen de mesures de débits de dose et comparée à celle ayant régné à la fin des cycles précédents, continue à montrer une tendance à la baisse de ces débits de dose. Durant le dernier cycle d'exploitation, il n'y a eu aucun dommage sur les assemblages combustibles, ce qui se reflète dans les valeurs peu élevées des débits de dose mesurés au-dessus de la fosse noyée du réacteur (elle ne dépassent pas 0.03 mSv/h).

Comme lors des années précédentes durant l'arrêt de tranche, on a placé comme écran temporaire de blindage devant les nombreuses sources de radiations du plomb sous forme de feuilles et de nattes (environ 65 tonnes). Ces précautions ont ainsi permis d'éviter un apport de l'ordre de 0.24 personne·Sv à la dose collective annuelle totale accumulée. En plus, et comme on l'avait fait avec succès à la tranche 1 l'année précédente, 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. À l'avenir, cet écran temporaire sera utilisé pour tous les travaux dans l'une et l'autre tranche impliquant l'ouverture et la fermeture de la cuve du réacteur, la levée de son couvercle et les travaux sur ce dernier. Par ailleurs, l'exploitant a établi une planification détaillée des opérations incluant une optimisation des doses; il a aussi continué l'établissement 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, ainsi que, le cas échéant, la prise de mesures correctives dans le déroulement des travaux à effectuer. Compte tenu de ceux des travaux exécutés durant l'arrêt de révision dans des champs de radiation élevés (voir ci-dessous), on peut considérer que la dose collective de 0.41 personne·Sv pour l'ensemble de la révision est particulièrement basse.

Travaux impliquant des doses élevées	dose collective effective personne·mSv
Ouverture et fermeture de la cuve du réacteur; manutention des assemblages combustibles	48
Examens périodiques (en particulier couvercle de la cuve et générateurs de vapeur)	44
Travaux de maintenance sur les générateurs de vapeur	61
Préparation du remplacement des générateurs de vapeur	11

La dose individuelle la plus élevée due au rayonnement externe a atteint, en 1998, 10.6 mSv, alors que la valeur correspondante pour 1997 était de 10.8 mSv. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10, ainsi qu'aux figures A5 à A9 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). Les contrôles au moyen du moniteur à comptage rapide («Quick Counter»), utilisé aux fins de triage des cas d'incorporation, 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 1998, ni à la tranche 1, ni à la tranche 2.

### 1.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct

Les valeurs limites admissibles des rejets de substances radioactives pour l'ensemble des deux tranches de KKB, les rejets effectifs en 1998, ainsi que les doses qui en résultent pour les individus de la population dans le voisinage de la centrale, calculées selon le modèle imposé par la directive HSK-R-41 de la DSN, sont données au tableau A4a de l'appendice A. Les rejets, par la ventilation, des effluents radioactifs gazeux sous forme d'aérosols, d'iode et de gaz rares se situent nettement en dessous des valeurs limites admissibles. Il en est de même pour les eaux de rejet sans tritium; en ce qui concerne les rejets de tritium typiques des centrales nucléaires équipées de réacteurs à eau pressurisée, ceux de KKB se sont montés à environ 15% de la limite admissible. Le tableau A4b montre sous forme graphique l'évolution au cours des cinq années précédentes des quantités de gaz rares et d'iode rejetées sous forme d'effluents gazeux par la ventilation, ainsi que de celles du tritium et des autres substances radioactives avec les eaux de rejet. Les valeurs de rejet inférieures à un pour mille de la limite ne sont pas représentées à leur niveau réel.

L'ensemble de ces rejets a été à l'origine, pour les personnes de la population des environs de KKB, d'une dose annuelle maximale, calculée en admettant les conditions les plus défavorables, de l'ordre de 0.001 mSv pour les adultes et de 0.002 mSv pour les enfants en bas âge. La dose d'exposition annuelle ainsi calculée est très inférieure à la valeur directrice de dose liée à la source selon la directive HSK-R-11 de la DSN, ici 0.2 mSv pour KKB. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des occupations 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 davantage les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs et, par là, la dose qui en résulte pour la population.

Les mesures trimestrielles de contrôle de la DSN et les mesures semestrielles de comparaison de la SUEr sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons de l'air et des eaux de rejet témoignent d'une bonne concordance avec les mesures faites par l'exploitant de KKB.

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



Conteneur de transport pour assemblages combustibles irradiés. Le conteneur est délicatement déposé sur le wagon de chemins de fer et mis en position horizontale

Source: centrale nucléaire de Beznau

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. Les valeurs limites d'immission due au rayonnement direct en dehors du site, fixées par l'article 102, alinéa 3, de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection à 1 mSv par année pour les locaux d'habitation, de séjour et de travail et à 5 mSv par année pour les autres lieux ont été respectées en 1998.

### 1.3.3 Instruments de radioprotection

Tous les instruments de mesure utilisés pour la surveillance des niveaux de radioactivité et de rayonnement dans l'installation, ainsi que celle des rejets radioactifs dans l'environnement, les moniteurs de contrôle pour la protection du personnel exploitant et les systèmes de dosimétrie individuelle ont correctement rempli leurs tâches. Le service de radioprotection de KKB a participé avec succès aux mesures de comparaison entre les services de dosimétrie individuelle organisées chaque année par la Commission fédérale de la protection contre les radiations (CFR) et démontré ainsi qu'il satisfait les exigences relatives à la précision des mesures.

## 1.4 Personnel et organisation

### 1.4.1 Personnel et formation professionnelle

En 1998, un ingénieur du service de piquet, un chef de quart, un opérateur de réacteur de

niveau A et huit opérateurs de réacteur de niveau B ont obtenu leur licence sur la base des examens qu'ils ont réussis. Trois ingénieurs ETS ont terminé le cycle d'étude d'ingénieur de réacteur à l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI avec l'obtention du diplôme.

Six des opérateurs de réacteur de niveau B sont des ingénieurs ETS qui ont ainsi poursuivi en 1998 leur formation en vue de devenir ingénieurs du service de piquet. Le nombre relativement grand des licences octroyées au personnel exploitant et les efforts intenses de formation parmi les opérateurs de réacteur reflètent l'importance donnée à la relève pour compenser les départs à la retraite dans un avenir relativement proche. L'effectif total du personnel exploitant au bénéfice d'une licence professionnelle est indiqué au tableau A2 de l'appendice A.

Le personnel de quart au bénéfice de licence professionnelle a complété et approfondi ses connaissances en physique des réacteurs dans le cadre de cours de répétition d'une durée de quatre jours à l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI. On a placé à nouveau en 1998 l'entraînement de ce personnel sur simulateur à Pittsburgh, aux États-Unis, dans la perspective de la mise en œuvre du système d'alarme AWARE et de l'ensemble des procédures informatisées pour les situations d'urgence COMPRO, qui seront tous deux disponibles en salle de commande dans le proche avenir. L'exploitant de KKB a, par ailleurs, utilisé intensément son simulateur compact sur lequel on a installé un nouveau logiciel spécialement destiné aux chefs de quart pour l'entraînement de leurs opérateurs.

De nombreux collaborateurs des divers départements spécialisés ont également suivi des cours de perfectionnement dans leur domaine afin de maintenir leurs connaissances spécialisées au niveau de l'état actuel de la technique, de développer leurs aptitudes pratiques et de contribuer à l'épanouissement de leur personnalité. Il convient de mentionner en particulier les cours de formation pour les instructeurs dans le domaine «méthodique et didactique» au Centre de simulation de Essen en Allemagne (Gesellschaft für Simulatorschulung).

#### **1.4.2 Organisation et conduite de l'exploitation**

À fin 1998, l'exploitant de KKB a créé dans son département «exploitation» une nouvelle unité dite «planification centrale», au sein de laquelle on conduit et surveille administrativement le déroulement de l'exécution des travaux de maintenance et de révision. On a renforcé considérablement l'effectif du département «ex-

ploitation» par l'engagement de neuf nouveaux collaborateurs, qu'il est prévu de former comme opérateurs pour satisfaire les besoins prévisibles des années à venir. L'effectif total du personnel de KKB comptait à la fin de l'année passée en revue 459 personnes (461 en 1997).

En février, l'exploitant de KKB a reçu une équipe restreinte de l'AIEA (post OSART, mission de vérification) chargée de voir sur place dans quelles mesures l'exploitant a donné suite et réalisé les suggestions et les recommandations faites par la mission OSART de l'AIEA conduite à Beznau en 1995.

L'exploitant de KKB et celui de KKL ont collaboré pour développer et mettre en vigueur un programme dit «SAFE» destiné à promouvoir une prise de conscience de la sécurité parmi le personnel. Ils ont en outre constitué un groupe de travail chargé d'analyser les aspects et les procédures de travail dans divers domaines des deux installations afin de déterminer si des synergies, et lesquelles, sont possibles et pourraient donner naissance à une collaboration plus étroite. À titre d'exemples, on peut mentionner le domaine de la maintenance et l'utilisation commune de la blanchisserie «active». La DSN encourage une telle collaboration car elle encourage l'échange d'expérience.

L'exploitant de KKB a aussi mis en place un programme destiné à encourager l'annonce des «presque événements» (near misses). Durant l'année sous revue, il en a soumis plusieurs à une investigation de leurs causes, procédure apte à reconnaître à temps des faiblesses et à les éliminer. La DSN voit dans une telle approche une contribution importante à la sécurité.

### **1.5 État de préparation aux situations d'urgence**

Le personnel exploitant de KKB a joué en novembre 1998 un exercice interne d'urgence, dénommé «VAPORETTO», dont la DSN a observé le déroulement.

Quant aux objectifs de l'exercice, il s'est agi d'un entraînement de l'état-major de crise, de la mise à l'épreuve d'un candidat à la fonction d'ingénieur du service de piquet dans les domaines de l'analyse des dérangements, de la conduite de la centrale en situation d'urgence et du passage de cette fonction de conduite à l'état-major de crise dans le cadre de la procédure de relève, de la conduite de l'équipe de quart mobilisée pour l'exercice d'urgence et de la collaboration avec elle en s'appuyant sur le simulateur compact, ainsi que de l'entraînement des diverses équipes d'urgence à leurs tâches spécifiques et à la collaboration avec d'autres équipes.

On a pu constater que les appréciations de situation tant de l'ingénieur du service de piquet que de l'état-major de crise ont été formulées correctement et en temps opportun et que les actions nécessaires ont été ordonnées. En ce qui concerne la communication entre l'état-major de crise et les équipes d'intervention, on a reconnu que des possibilités d'optimisation existaient encore. La DSN a conclu que les objectifs de l'exercice d'urgence avaient été atteints.

Lors de l'inspection de l'état de préparation (disponibilité) des moyens de communication de la centrale vers la DSN et d'autres organisations externes nécessaires en situations d'urgence, les représentants de la DSN ont établi que ces moyens étaient prêts à l'engagement.

## 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 de retraitement par précipitation des eaux radioactives à KKB (installation AURA), ainsi que des bougies filtrantes, ont été régulièrement conditionnées par enrobage dans du ciment. En 1998, les résines échangeuses d'ions usées ont été provisoirement rassemblées dans des fûts de 100 litres et stockées dans un local approprié en vue de leur conditionnement par immobilisation dans du polystyrène durant l'année 1999. Des déchets radioactifs divers ont été transférés au PSI pour conditionnement: les déchets combustibles y ont été incinérés et les résidus de combustion, ainsi que les petites quantités de déchets incombustibles, ont été immobilisés 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 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 complémentaire pour les colis de déchets issus d'un mode de confection antérieur, elle est en cours de préparation selon le calendrier convenu; les données nécessaires à ce sujet sont toutes enregistrées et restent ainsi disponibles pour tous travaux de mise à jour ultérieure sans perte d'information.

L'exploitant a entreposé dans plusieurs locaux de la zone contrôlée divers déchets bruts de manière appropriée et sous des conditions approuvées par la DSN en vue d'un traitement ultérieur. Il a poursuivi la mise en stockage ré-

gulière 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.

Les travaux de construction de la halle HAA (déchets de haute activité) de ZWIBEZ ont suivi leur cours normal durant l'année sous revue et sont presque complètement terminés. 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. Ce dépôt est destiné au stockage d'assemblages combustibles épuisés et de déchets de haute activité provenant du retraitement, ainsi qu'au stockage temporaire de générateurs de vapeur.

## 1.7 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 des deux tranches de KKB. Les événements qui se sont produits n'ont eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire. On a identifié leurs causes avant tout dans le domaine combiné du comportement humain et de l'organisation. C'est la raison pour laquelle il convient de poursuivre les efforts tendant à identifier de bonne heure les problèmes et à combler les lacunes apparaissant dans ce domaine.

En ce qui concerne la radioprotection, on constate que la dose collective annuelle accumulée par le personnel (tant de la centrale que des prestataires extérieurs engagés dans l'installation) est à nouveau restée à une valeur très basse grâce à la préparation soignée des travaux de maintenance et de révision, ainsi qu'aux importantes dispositions de blindage prises pour atténuer les rayonnements ionisants sur les places de travail. 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 Énergie 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 MW<sub>e</sub>. Pour plus de précisions, on se référera aux tableaux A1 et B3 en appendice; la figure B2 donne le schéma de fonctionnement d'un réacteur à eau bouillante.

KKM a atteint en 1998 un coefficient de production de 85.3% en termes d'énergie et une disponibilité de 90% en termes de temps. On a consacré 35 jours au renouvellement des assemblages combustibles et aux travaux de maintenance, ce qui a constitué la cause majeure de l'indisponibilité de l'installation. L'exploitant a décidé d'arrêter l'un des groupes turbo-alternateurs 21 jours déjà avant le début de l'arrêt de maintenance afin de procéder au remplacement de la tubulure de son condenseur, prévu dans le cadre des améliorations de son installation.

En 1998, on a soutiré 1.4 GWh d'énergie thermique pour le chauffage des locaux de l'installation et du quartier d'habitation de «Steinriesel».

Durant l'année sous revue, un arrêt automatique du réacteur s'est produit à partir de 100% de la puissance nominale (voir 2.2.1 ci-des-

sous). Par ailleurs, à part quelques réductions programmées temporaires de la puissance pour exécuter des inspections en service ou des tests de fonctionnement, une perturbation dans un dispositif de test de la turbine a provoqué une réduction de puissance non programmée, de courte durée, au cours de l'un des tests mensuels de fonctionnement.

### 2.2 Sécurité de l'installation

#### 2.2.1 Événements particuliers

Un seul événement s'est produit en 1998 à KKM nécessitant une notification et un enregistrement à la DSN. On l'a enregistré en classe B selon la directive HSK-R-15 sur les notifications concernant l'exploitation des centrales nucléaires et au niveau 1 de l'échelle internationale d'évaluation INES (voir chapitre 12.7, ainsi que la figure A3 et le tableau B2 en appendice).

Cet événement s'est produit le 23 juin 1998 pendant la vérification des stations de mesure du débit de dose ambiante émanant des conduites de vapeur vive. Ces stations font partie du système de protection du réacteur et doivent être vérifiées une fois par trimestre en application des spécifications techniques. Lors de cette vérification se déroulent diverses opérations, dont la fermeture automatique des vannes de purge des conduites de vapeur vive. Au moment de procéder à leur réouverture manuelle après le test, l'opérateur s'est

trompé et a ouvert par inadvertance une soupape de décharge de la vapeur vive au lieu de la vanne de purge. Reconnaisant rapidement son erreur, il a essayé – mais sans succès – de refermer immédiatement cette soupape de décharge par un ordre de fermeture donné par l'intermédiaire de la valve-pilote (soupape de commande du système de pilotage) de la soupape principale. En effet, cette dernière ne peut être actionnée que par l'intermédiaire de cette valve-pilote. La raison de cet insuccès s'est trouvée dans le fait que la pression de vapeur vive, qui s'oppose à la fermeture de la soupape de décharge dès que celle-ci est ouverte, avait à ce moment la valeur de consigne du circuit primaire, c'est-à-dire qu'elle était encore supérieure à la pression de fermeture de cette soupape car l'opérateur n'avait pas diminué la pression dans le circuit primaire. La vapeur vive, qui s'échappait par la soupape de décharge ouverte, s'est alors normalement écoulée vers l'eau contenue dans le «torus» où elle se condensait, ce qui a naturellement entraîné un réchauffement notable qui, après environ 14 minutes – et vu la quantité de vapeur condensée durant ce temps – a finalement provoqué un arrêt automatique du réacteur déclenché par le signal «température dans le torus trop élevée». La diminution de pression de vapeur associée à l'arrêt du réacteur a enfin permis à la soupape de décharge de se refermer.

L'équipe de quart n'a pas utilisé en temps opportun la prescription applicable à cette situation, ce qui a conduit à l'arrêt automatique du réacteur. Selon cette prescription, l'opérateur aurait dû immédiatement abaisser la pression de vapeur et si, après un délai de cinq minutes, la soupape de décharge ne s'était pas refermée, il aurait dû provoquer manuellement l'arrêt du réacteur. On a par la suite identifié les causes de ce dérangement et les circonstances peu optimales qui ont entouré sa maîtrise ultérieure dans des instructions insuffisamment claires de la prescription applicable, ainsi que dans certains facteurs ergonomiques. On a aussi constaté qu'une formation incomplète du personnel de quart ainsi que certaines particularités du concept d'alarme en salle de commande sont des facteurs qui ont joué un rôle dans la genèse de ce dérangement. À l'origine de son classement au niveau 1 de l'échelle internationale INES, il y a aussi le fait que l'équipe de quart n'a pas utilisé correctement la prescription applicable pour le maîtriser, même si, du point de vue de la sécurité, le risque est resté minime en raison de l'arrêt automatique du réacteur.

L'exploitant a déjà réalisé les mesures immédiates qu'il a proposées et celles exigées par

la DSN pour éviter la répétition d'un tel dérangement. L'inspection de la conduite de décharge de la vapeur a montré que celle-ci n'avait subi aucun dommage causé par cet événement (voir sous-chapitre 11.3).

### 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. Une mention particulière dans le présent rapport se justifie pour les activités et résultats ci-après.

Dans le domaine des examens non-destructifs, on a mis en œuvre en 1998, pour la première fois à KKM, un procédé d'examen qui combine la technique des ultrasons et celle des courants de Foucault et qui offre une accessibilité plus grande des objets à examiner, des cordons de soudure en particulier. Ce nouveau procédé d'examen apporte concrètement une amélioration certaine par comparaison aux méthodes utilisées durant les années antérieures car il permet d'examiner (en partie avec des méthodes diversifiées: examen visuel, ultrasons et courants de Foucault) les cordons de soudure dans leur totalité. Il est notamment applicable aux cordons de soudure de la jupe du coeur que l'on peut dorénavant examiner depuis la face intérieure de la jupe. Ce nouveau procédé permet ainsi d'examiner, d'une part, les deux cordons les plus affectés par des fissures pour la première fois sur toute leur longueur et, d'autre part, les cordons de soudure longitudinaux de la partie médiane (c'est-à-dire à mi-hauteur) de la jupe, que l'on peut enfin examiner aussi bien au moyen des ultrasons que des courants de Foucault, alors



*Les assemblages combustibles neufs sont stockés à sec jusqu'à leur chargement dans le coeur du réacteur. Ils sont soumis à des contrôles optique et mécanique de la qualité lors de leur livraison.*

Source: BKW FMB Énergie SA, Berne

que, jusqu'à présent, seul un examen visuel (vidéo) avait été possible.

Dans le cadre des examens périodiques de l'inspection en service, on a procédé à un examen visuel de la jupe du cœur au moyen d'une caméra vidéo sous-marine: cela n'a pas mis en évidence d'autres fissures que celles déjà connues. On a aussi appliqué la nouvelle technique mentionnée ci-dessus aux deux cordons de soudure circonférentiels les plus affectés par des fissures et aux cordons de soudure longitudinaux de la partie médiane de la jupe.

En ce qui concerne les deux cordons circonférentiels les plus affectés, leur examen selon la nouvelle technique a confirmé l'existence de toutes les fissures déjà connues et il n'en a pas montré de nouvelles. Il est apparu que la longueur totale des fissures présentes dans le cordon de soudure circonférentiel central avait augmenté de 145 mm entre 1997 et 1998. Quant à l'autre cordon circonférentiel, la longueur totale des fissures présentes s'était accrue de 80 mm entre 1996 et 1998. La croissance des fissures de ces deux cordons de soudure reste ainsi dans le domaine des valeurs constatées au cours des années antérieures. Au sujet des profondeurs des fissures présentes sur ces deux cordons circonférentiels, on a



*Le couvercle de la cuve du réacteur est soulevé lentement après desserrage et retrait des 60 goujons filetés de fixation. L'accès aux assemblages combustibles et aux structures internes de la cuve du réacteur supportant le cœur est alors libéré.*

Source: BKW FMB Énergie SA, Berne

constaté qu'elles sont restées dans l'intervalle typique de 10 à 20 mm, ce qui montre qu'elles ne sont pas traversantes. Quant aux cordons de soudure longitudinaux examinés en 1998, ils ne comportent aucun défaut.

Comme ce fut le cas lors des révisions antérieures, on a aussi, en 1998, mis en œuvre une caméra vidéo sous-marine pour examiner visuellement l'intérieur de la cuve du réacteur et ses structures internes. Ces examens n'ont révélé aucune fissure ou autre indication de défaut préjudiciable à la sécurité de fonctionnement de l'installation.

Les autres examens périodiques des matériaux de constitution de la cuve du réacteur, de son couvercle et de ses goujons de fermeture, ceux des cordons de soudure des conduites de recirculation du caloporteur et des conduites de vapeur vive, des conduites d'aspersion du cœur et de leurs supports, n'ont montré aucun indice de modification de leur état qui aurait pu signifier une atteinte à la sécurité de l'installation.

En ce qui concerne l'inspection en service des équipements électriques, on mentionnera les examens périodiques des équipements de contrôle-commande du système d'ultime secours<sup>1</sup> et du système de protection du réacteur, ainsi que les essais de décharge de toutes les batteries dans le bâtiment d'exploitation et dans celui du système d'ultime secours. Ces examens n'ont montré aucun défaut ou insuffisance significatif du point de vue de la sécurité.

### **2.2.3 Modifications apportées à l'installation**

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

#### **Remplacement de batteries d'accumulateurs électriques**

Motivé par les irrégularités constatées au cours du cycle d'exploitation écoulé sur certains éléments de la batterie d'accumulateurs à 125 V du train N° 1 de l'alimentation en courant continu, l'exploitant de KKM a remplacé durant l'arrêt de révision par une batterie neuve de même type la batterie existante, bien que celle-ci n'ait atteint que 80% environ de la durée de vie attendue d'un tel équipement.

<sup>1</sup> 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.

### **Commande manuelle du réacteur et affichage de la position des barres de commande**

Dans le domaine du contrôle-commande, on a installé durant l'arrêt de révision deux systèmes basés sur les techniques digitales modernes, l'un pour la commande manuelle du réacteur (Reactor Manual Control System, RMCS) et l'autre pour l'affichage de la position des barres de commande (Rod Position Information System, RPIS) et on les a mis en service. Ce remplacement des anciens systèmes a aussi comporté le renouvellement des éléments de commande et d'affichage en salle de commande et tous les câblages électriques associés.

On a testé dans leur ensemble et en détail ces deux systèmes et, après quelques adaptations mineures, ils assurent dès lors correctement leurs fonctions. Pour satisfaire l'exigence de la DSN d'un test d'ensemble final, on a volontairement provoqué au cours du redémarrage (au niveau de 32% de la puissance du réacteur) l'apparition du signal «flux neutronique local élevé», ce qui a logiquement entraîné une interdiction d'extraction des barres de commande.

### **Rénovation des pompes de recirculation A et B**

Les deux pompes ont fait l'objet d'une modernisation complète afin de prévenir l'apparition de fissures dues à la fatigue thermique de leurs arbres et de leurs couvercles. À cet effet, on a remplacé leurs composants tels que roue à aubes, radiateur de refroidissement et couvercle par des composants équivalents mais constructivement améliorés. On a aussi profondément modifié le joint d'étanchéité de l'arbre de pompe (joint à eau de barrage) de façon à chauffer suffisamment cette eau avant qu'elle n'entre en contact avec l'arbre et le couvercle de la pompe, tous deux très chauds.

L'inspection visuelle de l'intérieur des corps de pompes au moyen d'une caméra vidéo sous-marine n'a mis en évidence aucun défaut. On n'a pas remplacé les goujons de fixation des couvercles dans les corps de pompe mais on les soumettra durant l'arrêt de révision de 1999 à un examen complet par la technique des ultrasons.

### **Remplacement, dans les systèmes A et B de refroidissement de secours du cœur par injection d'eau à haute pression (RCIC), des conduites traversant la paroi du «torus» et des tubes plongeurs**

Dans les deux systèmes A et B de refroidissement de secours du cœur par injection d'eau à haute pression (RCIC), les conduites traver-

sant la paroi du «torus»<sup>1</sup> et les tubes plongeant dans l'eau de cette chambre<sup>2</sup>, constitués d'un matériau ferritique, montraient des dommages dus à la corrosion. On les a donc remplacés par des composants équivalents faits d'un acier austénitique. Les examens non-destructifs auxquels on a procédé sur les nouveaux cordons de soudure et le test de pression se sont déroulés sans montrer de déficiences.

### **Remplacement des six conduites de décharge dans le «torus»**

On a constaté que les segments en acier ferritique des conduites de décharge de vapeur dans l'eau du «torus» situés à l'intérieur de celui-ci montraient des signes d'une légère corrosion: on les a remplacés par des segments neufs faits du même matériau. L'examen des nouveaux cordons de soudure, qui constituera à l'avenir l'examen de référence pour l'inspection en service, n'a mis en évidence aucune indication ou insuffisance.

### **Remplacement partiel des conduites d'aspiration sur la conduite annulaire du «torus»**

On a remplacé tous les segments de tubulure entre les manchons de raccordement du côté aspiration des pompes des systèmes alimentés en eau à partir du «torus» et les embouts correspondants d'aspiration de l'eau du «torus», y compris les vannes d'arrêt qu'elles comportent. Les examens non-destructifs auxquels on a procédé sur les nouveaux cordons de soudure et le test de pression se sont déroulés sans montrer de déficiences.

### **Remplacement des faisceaux de tubulure du condenseur principal du groupe turbo-alternateur A**

Lors de ce remplacement des faisceaux de tubulure du condenseur principal du groupe turbo-alternateur A, on y a installé en majeure partie des tubes de titane en remplacement des tubes de laiton, ainsi que de ceux en acier inoxydable de la périphérie. On a également remplacé les plaques tubulaires et toutes les structures de support des faisceaux. La raison du passage aux tubes de titane réside dans le fait que l'ancienne tubulure en laiton était à l'origine d'un contenu trop élevé en cuivre dans l'eau alimentaire, ce qui aurait eu pour conséquence de diminuer l'efficacité de l'adjonction prévue d'hydrogène qui, combinée avec l'adjonction de métaux nobles, est desti-

<sup>1</sup> «torus»: chambre de condensation associée au réacteur, située dans le caisson du réacteur

<sup>2</sup> Il ne s'agit pas des conduites d'aspiration des pompes d'injection à haute pression des deux systèmes RCIC.

née à prévenir l'apparition de corrosion intercrystalline fissurante sous contrainte sur les structures internes de la cuve du réacteur.

#### **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 26<sup>ème</sup> cycle d'exploitation (1998/99), 40 assemblages combustibles sur 240 ont été remplacés par des assemblages neufs. Parmi ces derniers, 32 sont du type à la géométrie en carré dite «9x9», tandis que les 8 autres sont des précurseurs d'un nouveau type avec un arrangement «10x10». On a également remplacé six barres de commande épuisées par des barres neuves.

Afin de vérifier le comportement en exploitation des assemblages combustibles dans la perspective d'une augmentation du taux de combustion, on a sélectionné 18 d'entre eux caractérisés par diverses durées de séjour dans le cœur et, durant l'arrêt de révision 1998, on les a inspectés en détail à l'aide d'une caméra sous-marine. Tous les assemblages inspectés se trouvent en bon état.

#### **2.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) et gestion d'accidents (AM)**

Au début de 1998, l'exploitant de KKM a remis à la DSN une version mise à jour de l'étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) spécifique de son installation pour les états «puissance réduite» et «arrêt». Cette étude révisée fera encore l'objet d'une évaluation à la DSN. En ce qui concerne l'actualisation de l'EPS pour le régime de pleine puissance (Projet MUSA 2000), l'exploitant a requis de la DSN des précisions au sujet des exigences de cette dernière relatives à la prise en compte et à la manière de considérer les événements initiateurs. Pour y donner suite, les spécialistes de la DSN ont procédé à une inspection détaillée de KKM axée en priorité sur les aspects de résistance sismique et de la sécurité en cas de séisme et ont consigné leurs constatations et leurs observations dans un rapport technique. Il est apparu nécessaire que l'exploitant de KKM réactualise l'analyse des risques sismiques établie en 1989 à la lumière de l'état actuel de la science et de la technique.

En relation avec l'introduction systématique dans ses procédures des «Directives concernant la gestion des accidents graves», dites «SAMG» (de l'anglais «Severe Accident Management Guidance»), l'exploitant de KKM a, dans le cadre d'un audit, répondu aux ques-

tions de la DSN relatives à l'état actuel des travaux concernant cette introduction et des projets à réaliser dans le futur dans ce domaine (à ce sujet, voir aussi chapitre 1.2.5).

#### **2.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)**

L'exploitant de KKM a poursuivi l'application de son programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV) dans le domaine des composants mécaniques par la préparation et la remise à la DSN de la documentation relative aux structures internes de la cuve du réacteur supportant le cœur. Cette dernière documentation, ainsi que celle déjà remise antérieurement et concernant la cuve du réacteur, l'enceinte de confinement et les conduites du système de recirculation de l'eau du réacteur, font actuellement l'objet de vérifications et d'examen à la DSN. La documentation «PSV» des systèmes de vapeur vive, de l'eau alimentaire ainsi que d'injection et de noyage du cœur n'est pas encore disponible.

En ce qui concerne les composants électrotechniques de la classe de sécurité 1E, l'exploitant de KKM a révisé certains des documents «PSV» déjà existants (tels que ceux relatifs aux sondes de mesure de la température, aux interrupteurs de fin de course, aux dispositifs de traversée des câbles électriques) et il en a établi de nouveaux (en particulier pour les câbles électriques eux-mêmes, les transducteurs de mesure, les modules ou composants électroniques, etc.). Il a remis à la DSN ces documents (révisés et nouveaux). Dans ce domaine des composants électrotechniques, l'exploitant a poursuivi l'exécution de la partie «électrotechnique» de son programme systématique de surveillance du vieillissement selon une approche approuvée par la DSN.

Dans le domaine du génie civil, la DSN a vérifié les documents «PSV» remis par l'exploitant de KKM concernant le bâtiment du réacteur. L'exploitant de KKM a procédé en 1998 aux inspections de référence y relatives et il les a documentées. Il assure dorénavant la surveillance du vieillissement des bâtiments attribués à la classe sismique EK I selon l'approche approuvée par la DSN.

L'examen, à la DSN, de la documentation «PSV» que l'exploitant de KKM a remise jusqu'à présent, n'a mis en évidence, dans aucun des domaines importants pour la sécurité, de lacunes dans les programmes de maintenance et d'examen périodiques ou de signes ou de résultats indiquant qu'il faudrait s'attendre dans le proche futur à une altération inadmissible des caractéristiques de sécurité des équipements de KKM.



Source: centrale nucléaire de Mühleberg / General Electric

Image de synthèse représentant une vue simplifiée de la jupe du cœur et des tirants de maintien de celle-ci

### 2.2.7 Expertise de l'Association (allemande) pour la surveillance technique (TÜV) au sujet de la jupe du cœur

On a porté une attention particulière à la surveillance des fissures apparues dans la jupe du cœur du réacteur de la centrale nucléaire de Mühleberg. Cette jupe est une construction cylindrique en acier austénitique qui est placée à l'intérieur de la cuve du réacteur et qui entoure le cœur pour le séparer de la région où se trouvent les pompes à éjecteur (jet pumps). Elle est entourée sur ses deux faces d'eau du réacteur (caloporteur) et elle n'est pas soumise à des contraintes élevées car elle ne fait pas partie de l'enveloppe de maintien de la pression du circuit caloporteur primaire.

En automne 1997, le Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (DETEC) avait mandaté l'Association (allemande) pour la surveillance technique (TÜV) pour établir une expertise indépendante (second avis) de la signification des fissures de la jupe du point de vue de la sécurité. Livrée en février 1998, cette seconde expertise a confirmé intégralement les conclusions de la DSN à ce sujet. L'analyse faite par le TÜV du point de vue de la mécanique des fractures a montré que les fissures existantes n'impliquent aucunement une diminution de la sécurité, ni durant le fonctionnement normal de la centrale, ni pour la combinaison hypothétique du séisme de référence pour la sécurité (SSE) avec la rupture d'une conduite principale. Les objectifs principaux de protection que sont l'arrêt sûr du réacteur et

l'évacuation de la chaleur résiduelle restent garantis durant les prochains cycles d'exploitation. Les tirants que l'on a montés en 1996 permettent de garantir le maintien de la stabilité de la jupe même dans le cas d'une fissure traversante sur toute la circonférence de la jupe. On a procédé avec succès, sous la surveillance de la DSN, aux examens complémentaires que le TÜV avait requis au sujet de la stabilisation de la jupe.

## 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 1998 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-dessous (valeurs de 1997 entre parenthèses):

Actions	personne·Sv
Arrêt programmé	0.83 (1.18)
Marche en puissance	0.46 (0.40)
Dose collective annuelle	1.29 (1.58)

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 (voir le tableau ci-dessous). Ceci s'est avéré possible grâce à une radioprotection efficace, à l'utilisation de nombreux blindages temporaires et, pour chacune des tâches à exécuter, à la comparaison systématique et quotidienne des doses réelles aux valeurs pronostiquées lors de la préparation des travaux, ainsi que, le cas échéant, à la prise de mesures correctives dans le déroulement des travaux à effectuer. La valeur effective de la dose collective résultant des travaux de révision (0.83 personne·Sv) se situe nettement en dessous de la dose pronostiquée, estimée à une valeur de l'ordre de 1.3 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.

Les travaux pouvant être à l'origine de contribution de doses importantes, c'est-à-dire ceux pour lesquels la dose collective pronostiquée dépasse 0.05 personne·Sv et, en application de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications, une planification détaillée de la radioprotection a été faite, figurent dans le tableau suivant qui donne les doses collectives effectives:

Travaux impliquant des doses élevées	dose collective effective personne·mSv
Travaux de réfection sur le condenseur de la turbine A	96
Révision des pompes de recirculation du réacteur	86

La dose collective effective accumulée lors des travaux de réfection sur le condenseur s'est avérée bien inférieure à la valeur pronostiquée, ce qui s'explique par une surévaluation du temps de séjour du personnel dans le champ de radiation (relativement faible) associé à ce condenseur. En ce qui concerne la révision des pompes de recirculation du réacteur, on a tout d'abord procédé à une décontamination par un moyen chimique non seulement des pompes, mais aussi, simultanément, du système de purification de l'eau du réacteur, ce qui a permis de diminuer considérablement les débits de dose ambiante sur les places de travail.

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 une fois de plus diminué en 1998, cette fois de l'ordre de 7%. 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 quatre ans après ce remplacement, c'est-à-dire de diminuer le niveau de rayonnement dans le «drywell»<sup>1</sup>.

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. 70 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 0.75 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.

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

Les doses individuelles annuelles sont restées dans les limites imposées. La dose individuelle la plus élevée due au rayonnement externe a atteint, en 1998, 14.6 mSv, alors que la valeur correspondante pour 1997 était de 14.2 mSv. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10, ainsi qu'aux figures A5 à A9 de l'appendice A. 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). Il ne s'est produit en 1998 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.

### 2.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct

Les valeurs limites admissibles des rejets de substances radioactives pour la centrale de KKM, les rejets effectifs en 1998, ainsi que les doses qui en résultent pour les individus de la population dans le voisinage de la centrale, calculées selon le modèle imposé par la directive HSK-R-41 de la DSN, sont données au tableau A4a de l'appendice A. Les rejets par la ventilation des effluents radioactifs gazeux sous forme d'aérosols, d'iode et de gaz rares se situent nettement en dessous des valeurs limites admissibles. Il en est de même pour les eaux de rejet en ce qui concerne le tritium et pour les autres rejets radioactifs. Le tableau A4b montre sous forme graphique l'évolution au cours des cinq années précédentes des quantités de gaz rares et d'iode rejetées sous forme d'effluents gazeux par la ventilation, ainsi que de celles du tritium et des autres substances radioactives avec les eaux de rejet. Les valeurs de rejet inférieures à un pour mille de la limite ne sont pas représentées à leur niveau réel.

L'ensemble de ces rejets a été à l'origine, pour les personnes de la population des environs de KKM, d'une dose annuelle maximale, calculée en admettant les conditions les plus défavorables et en tenant compte de la contribution des dépôts d'aérosols des années précédentes, de l'ordre de 0.008 mSv pour les adultes et de 0.007 mSv pour les enfants en

bas âge. La dose d'exposition annuelle ainsi calculée est considérablement en-dessous de la valeur directrice de dose liée à la source selon la directive HSK-R-11 de la DSN, ici 0.2 mSv pour KKM. La contribution à la dose annuelle calculée provenant des seuls rejets de 1998 se monte à 0.001 mSv aussi bien pour les adultes que pour les enfants en bas âge. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des occupations 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 davantage les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs et, par là, la dose qui en résulte pour la population.

Les mesures trimestrielles de contrôle de la DSN et les mesures semestrielles de comparaison de la SUEr sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons de l'air et des eaux de rejet témoignent d'une bonne concordance avec les mesures faites par l'exploitant de KKM.

La surveillance au moyen des sondes de mesure des débits de dose (du réseau MADUK) au voisinage de la centrale nucléaire de Mühleberg 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. Au voisinage immédiat de la centrale, on constate une dose ambiante légèrement supérieure due au rayonnement tant direct que diffusé provenant de la halle des machines et de l'entrepôt de déchets radioactifs. Les valeurs limites d'immission due au rayonnement direct en dehors du site, fixées par l'article 102, alinéa 3 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection à 1 mSv par année pour les locaux d'habitation, de séjour et de travail et à 5 mSv par année pour les autres lieux ont été respectées en 1998.

### **2.3.3 Instruments de radioprotection**

Tous les instruments de mesure utilisés pour la surveillance des niveaux de radioactivité et de rayonnement dans l'installation, ainsi que celle des rejets radioactifs dans l'environnement, les moniteurs de contrôle pour la protection du personnel exploitant et les systèmes de dosimétrie individuelle ont correctement rempli leurs tâches. Le service de radioprotection de KKM a participé avec succès aux mesures de comparaison entre les services de dosimétrie individuelle organisées chaque année par la Commission fédérale de la protec-

tion contre les radiations (CFR) et démontré ainsi qu'il satisfait les exigences relatives à la précision des mesures.

## **2.4 Personnel et organisation**

### **2.4.1 Personnel et formation professionnelle**

En 1998, deux chefs de quart, six opérateurs de réacteur de niveau A et quatre opérateurs de réacteur de niveau B ont obtenu leur licence sur la base des examens qu'ils ont réussis. Parmi les nouveaux opérateurs, on compte deux ingénieurs ETS et un physicien qui ont poursuivi en 1998 leur formation en vue de devenir ingénieurs du service de piquet. Un collaborateur de KKM a terminé avec succès le cours de formation comme «technicien en radioprotection» (ancienne désignation: chef-contrôleur à la radioprotection) à l'École de radioprotection du PSI. Le nombre relativement élevé des licences octroyées au personnel exploitant reflète l'importance donnée à la relève pour compenser les départs à la retraite dans un avenir relativement proche. L'effectif total du personnel exploitant au bénéfice d'une licence professionnelle est indiqué au tableau A2 de l'appendice A.

Chacune des équipes de quart a participé à deux cours d'entraînement en simulateur, chacun d'une durée de quatre jours, dans le simulateur de KKM. On a inclus dans ces cours les ingénieurs du service de piquet. De plus, on a introduit dans le programme de ces cours les leçons tirées de l'événement du 23 juin 1998 (voir le chapitre 2.2.1). On a aussi amélioré les logiciels du simulateur pour y inclure correctement les aspects apparus lors de cet événement.

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, de développer leurs aptitudes pratiques et de contribuer à l'épanouissement de leur personnalité. Il convient de mentionner en particulier les cours de formation dans le domaine de la gestion de la qualité.

### **2.4.2 Organisation et conduite de l'exploitation**

Durant l'année sous revue, l'organisation de KKM n'a pas subi de modification. À la fin de l'année 1998, KKM occupait 291 personnes (1997: 292).

L'exploitant de KKM a terminé durant l'année sous revue la mise en place de son système de gestion de la qualité et l'applique de-

puis lors. Ce système se base essentiellement sur la norme ISO-9000, mais tient compte aussi des préceptes publiés par l'AIEA dans son document «Assurance de la qualité dans les centrales nucléaires et autres installations nucléaires», Collection Sécurité 50-C/SG-Q, 1996 (disponible aussi en anglais: «Quality Assurance in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations» (Safety Series 50-C/SG-Q, 1996). La description des travaux par les procédures facilite aux membres du personnel de la centrale, ainsi qu'aux personnes extérieures, une bonne vision des activités de KKM.

En 1998, l'exploitant de KKM a participé activement au projet de recherche «Évaluation de la prise de conscience de la sécurité» conduit par l'Institut de psychologie de l'Université de Berne. Dans ce cadre, un certain nombre de membres du personnel de la centrale se sont prêtés à des interviews constituant une partie intégrante d'une étude-pilote. Les résultats en sont attendus au début de 1999; ils devraient permettre aux exploitants de centrales nucléaires de porter une meilleure appréciation sur le domaine «prise de conscience de la sécurité».

## **2.5 État de préparation aux situations d'urgence**

Le personnel exploitant de KKM a joué en mai 1998 un exercice interne d'urgence, dénommé «COLA», dont la DSN a observé le déroulement et qui a impliqué les trois domaines suivants: «actions malintentionnées de tiers (EW3)», «incendie» et «communication».

Quant aux objectifs de l'exercice, ils comprenaient l'application de dispositions concernant le comportement à adopter et le choix d'une manière d'agir appropriée lors de tractations avec un maître-chanteur ou un preneur d'otages, la lutte contre l'incendie en zone contrôlée, la mise en oeuvre des mesures décidées par le directeur des opérations d'urgence et destinées à maintenir la sécurité de l'installation en fonctionnement, l'information – interne et externe – mise à disposition en temps utile en s'appuyant sur des organes de presse externes.

Le directeur des opérations d'urgence et les membres de l'état-major de crise ont assuré de manière convaincante et sûre la maîtrise du scénario de l'exercice. La nouvelle organisation de l'état-major de crise, mise en oeuvre à titre d'essai, a permis de créer de bonnes conditions pour un travail efficace de l'état-major de crise. En ce qui concerne la collaboration et le comportement des autres organes ou individus impliqués dans l'exercice, ainsi que la dis-

tribution des tâches attribuées, on a pu leur décerner le qualificatif «bon».

Les personnes mises à l'épreuve dans le cadre de l'exercice «COLA» ont fourni une bonne prestation. On a cependant mis en évidence la possibilité d'une optimisation approfondie dans quelques domaines particuliers, notamment en ce qui concerne la communication entre certains services internes, la mise à disposition de documentations actualisées reflétant la situation (par exemple les documents d'engagement du service du feu), ainsi que quelques détails des aspects de radioprotection lors d'actions des soldats du feu dans les zones contrôlées. En conclusion de cet exercice d'urgence, on a aussi suggéré d'introduire définitivement la nouvelle organisation de l'état-major de crise avant l'exercice d'urgence de 1999. La DSN a conclu que les objectifs de l'exercice d'urgence avaient été atteints.

Lors de l'inspection de l'état de préparation (disponibilité) des moyens de communication de la centrale vers la DSN et d'autres organisations externes nécessaires en situations d'urgence, les représentants de la DSN ont établi que ces moyens étaient prêts à l'engagement.

## **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 régulièrement 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). De plus, en parallèle, il a conditionné au moyen de cette installation d'anciennes résines contenues dans 197 fûts que l'on avait stockés provisoirement dans l'entrepôt, produisant ainsi 216 colis nouveaux. Il a en outre mené la campagne prévue de conditionnement des boîtes des assemblages combustibles et d'autres composants provenant du coeur, produisant ainsi 52 colis conditionnés. 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.

En février 1998, la DSN a octroyé le permis d'exécution pour le type de colis conditionné dit «goujons du séparateur d'eau». En ce qui concerne les divers types de colis de déchets radioactifs actuellement produits à Mühleberg,

seuls deux d'entre eux ne sont pas encore couverts par un permis d'exécution conformes à la dernière version de la directive HSK-R-14. Pour les autres, l'exploitant de KKM dispose de ces permis. Il a l'intention d'établir dans le courant de 1999 les spécifications relatives à ces deux types en vue de leur agrément. Quant à la documentation complémentaire pour les colis de déchets issus de modes de confection antérieurs, elle est en cours de préparation et l'exploitant compte la mettre à disposition en 1999.

L'exploitant de KKM a entreposé dans plusieurs locaux de la zone contrôlée divers déchets bruts de manière appropriée et sous des conditions approuvées par la DSN en vue d'un traitement ultérieur. Ceci concerne avant tout des résines échangeuses d'ions usées (2480 fûts) et des boues radioactives (59 fûts) actuellement stockées dans l'entrepôt de déchets radioactifs en attendant leur conditionnement au moyen de l'installation CVRS. L'exploitant a poursuivi la mise en stockage régulière des déchets conditionnés dans l'entrepôt prévu à cet effet.

## **2.7 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 de la centrale nucléaire de Mühleberg. Le seul événement qui s'est produit et que la DSN a enregistré et classé au niveau 1 de l'échelle INES n'a constitué qu'une atteinte minimale à la sécurité nucléaire. L'exploitant a pris les mesures d'amélioration appropriées.

Les mesures de vérification faites au moyen de techniques complémentaires combinées sur les fissures présentes dans la jupe du cœur, ainsi que les expertises établies à leur sujet par l'Association (allemande) pour la surveillance technique (TÜV) ont confirmé que la présence de ces fissures n'entraîne pas une diminution 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 prestataires extérieurs engagés dans l'installation), on constate qu'elle est à nouveau restée à un niveau très bas pour un réacteur à eau bouillante de ce type. 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 sur une vanne d'alimentation du système de refroidissement de l'eau de la piscine de stockage 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 MW<sub>e</sub>. Elle a été mise en service en 1979. Pour plus de précisions, on se référera aux tableaux A1 et B3 en appendice; la figure B1 représente le schéma de fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée.

Durant 1998, 20<sup>ème</sup> année d'exploitation de la centrale, KKG a atteint un coefficient de production de 92.8% en termes d'énergie et une disponibilité de 93.4% en termes de temps. L'arrêt programmé de révision a duré 24 jours et constitue la cause principale de l'indisponibilité de l'installation. Pendant l'année sous revue, KKG a fourni 155 GWh de chaleur industrielle à la fabrique de carton située à proximité.

L'exploitation de la centrale a été marquée par une réduction de puissance imprévue: lors de travaux dans le poste de couplage au réseau à haute tension d'ATEL, le disjoncteur de

bloc de KKG s'est ouvert par inadvertance, interrompant ainsi la fourniture d'électricité au réseau à haute tension. La centrale a alors automatiquement passé en îlotage. Toutes les mesures prévues pour faire face à cette situation ont été mises en oeuvre automatiquement et les équipements concernés se sont comportés conformément aux exigences imposées en vue de la conception et du dimensionnement. Deux heures plus tard, le réacteur pouvait déjà remonter en puissance. Durant l'année sous revue, aucun arrêt automatique du réacteur n'a interrompu le fonctionnement en puissance.

## 3.2 Sécurité de l'installation

### 3.2.1 Événements particuliers

Aucun événement particulier qui aurait justifié un enregistrement selon les exigences de la directive HSK-R-15 de la DSN sur les notifications concernant l'exploitation des centrales

nucléaires ne s'est produit en 1998 à la 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:

- On a procédé, durant l'année sous revue, à l'épreuve hydrostatique décennale du système caloporteur du réacteur. À la pression d'essai, on a constaté une fuite sur un transducteur; après y avoir remédié, on a pu terminer l'épreuve de mise sous pression avec succès.
- Immédiatement à la suite de cette épreuve, on a examiné au moyen des ultrasons deux cordons de soudure circulaires de la cuve du réacteur, des secteurs choisis de son matériau de base et de son placage, ainsi que des portions de ses structures de support. Compte tenu des tolérances de mesure, les résultats de ces examens en 1998 ont confirmé les constatations des années antérieures. Les informations livrées tant par le test de pression que les examens à l'aide des ultrasons ont montré que la cuve du réacteur est dans un état irréprochable.
- Lors des examens à l'aide des ultrasons de divers cordons de soudure des conduites du circuit caloporteur primaire en 1995, on avait mis en évidence sur l'un d'entre eux une indication qui ne permettait pas d'exclure une fissure. Durant l'arrêt de révision de 1997, on avait mis en œuvre un procédé d'examen basé sur la mesure de la variation de tension électrique entre deux points d'un secteur du matériau induite par une variation du courant traversant ce secteur due à l'apparition ou à la croissance de fissures. On n'a constaté aucune croissance de cette indication en une fissure au cours de l'exploitation, ni lors de l'épreuve hydrostatique mentionnée ci-dessus. L'évaluation de cette indication du point de vue de la mécanique des fractures, conduite antérieurement sur la base d'hypothèses pessimistes, a gardé sa validité et a confirmé qu'une éventuelle fissure correspondant à cette indication ne pouvait avoir d'effets relevant de la sécurité durant le cycle d'exploitation 1998/1999.
- On a inspecté visuellement au moyen d'une caméra vidéo sous-marine télécommandée, et pour la première fois à la centrale nucléaire de Gösgen, la paroi intérieure de cha-



Préparation à la mise en œuvre d'un dispositif mécanisé d'examen des cordons de soudure de la cuve du réacteur.

Source: centrale nucléaire de Gösgen

cune des conduites principales du caloporteur sortant de la cuve du réacteur sur toute leur longueur entre la paroi de la cuve et l'entrée dans les générateurs de vapeur et dans le pressuriseur. On n'a détecté aucune indication qui aurait pu avoir une signification du point de vue de la sécurité.

- Quelques-uns des cordons de soudure du pressuriseur ont fait l'objet d'un examen volumétrique au moyen des ultrasons (voir note au sous-chapitre 1.2.2) et d'un examen en surface à l'aide de la magnétoscopie<sup>1</sup>; aucune indication n'est apparue.
- On avait remplacé en 1994 les arbres des trois pompes principales de circulation du caloporteur par des arbres d'une construction améliorée comportant, entre autres, un forage axial permettant de procéder aux examens périodiques sur place sans démontage (en particulier à l'aide des ultrasons pour la détection de fissures). Durant l'année sous revue, on a procédé, pour l'arbre de la troisième pompe, à son premier examen périodique au moyen de la technique des ultrasons à partir de son forage axial. On n'a trouvé aucune indication de fissures ou d'autres défauts.
- Les révisions complètes des moteurs de l'une des pompes principales des systèmes suivants: circulation du caloporteur, condensat, eau alimentaire, ainsi que de l'une des pompes à haute pression du système de contrôle volumétrique, n'ont mis au jour aucun défaut significatif.

<sup>1</sup> magnétoscopie: technique d'examen utilisant une poudre magnétisable dont l'orientation des grains révèle les fissures à la surface du matériau.

- Les examens conduits dans les dispositifs de réglage et de contrôle-commande, ainsi que dans le système de protection du réacteur n'ont pas révélé de malfonctionnements notables.

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 la tenue à long terme, dans les conditions accidentelles, des dispositifs d'entraînement des vannes motorisées, on a procédé au remplacement du dernier groupe de 5 d'entre eux sur les 31 entraînements qu'il était prévu de remplacer dans le confinement. Ce programme d'améliorations est ainsi achevé.
- Par 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 exécuté ces remplacements sur le dernier groupe de 15 entraînements, ce qui fait que ces travaux sont terminés sur la totalité des 48 entraînements.
- Dans le cadre du rééquipement de KKG, qui inclut la mise en place d'un troisième circuit, indépendant, de refroidissement du bassin de stockage des assemblages combustibles, on a réalisé en 1998 les deux raccordements du bassin, les manchons de traversée de la paroi de l'enceinte de confinement primaire et on a procédé à une partie des travaux de montage des domaines électrique et mécanique. Il est prévu de terminer cette réalisation en 1999 et de mettre le système en service durant le prochain arrêt de révision.

### 3.2.4 Combustible et grappes de commande

Pour le 20<sup>ème</sup> cycle d'exploitation (1998/99), 44 des 177 assemblages combustibles ont été remplacés par des assemblages neufs. Parmi ces assemblages se trouvent 20 assemblages d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX); le nombre d'assemblages MOX placés dans le coeur se monte ainsi à 28. 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.

En raison de l'augmentation d'activité constatée dans le caloporteur du réacteur durant le 19<sup>ème</sup> cycle d'exploitation (1997/98), il fallait s'attendre à au moins un barreau combustible endommagé. Les inspections d'assemblages combustibles auxquelles on a procédé en 1998 au cours de l'arrêt pour le renouvellement du combustible ont confirmé cette présomption en identifiant un barreau d'angle défectueux dans l'un des assemblages combustibles de la 16<sup>ème</sup> charge. La cause de l'inétanchéité du gainage s'est avérée être une usure par frottement due à un ressort cassé dans la grille de maintien inférieure. La rupture de ce ressort a trouvé son origine dans un dommage mécanique de cette grille de maintien causé lors du chargement de l'un des assemblages combustibles voisins.

Dans le but d'étudier le comportement des barreaux combustibles à des taux élevés de combustion, on a continué la mise en oeuvre d'un certain nombre de barreaux combustibles témoins dont les gaines sont constituées de matériaux de diverses compositions. Jusqu'à présent, on a pu observer un bon comportement en service de ces gainages.

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 retrait de quatre grappes de commande que l'on a remplacées par des grappes de réserve en partie usagées mais encore parfaitement utilisables.

Durant l'année sous revue, on a effectué un transport portant sur le transfert de 12 assemblages combustibles épuisés vers l'usine de retraitement.

### 3.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) et gestion d'accidents (AM)

En 1998, la DSN a pu pratiquement terminer la vérification détaillée de l'étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) pour le régime de puissance relative à la centrale nucléaire de Gösgen (GPSA). Les conclusions de cette vérification confirment dans l'ensemble les résultats de l'étude GPSA. À KKG, la fréquence des dommages au coeur du réacteur dus à des événements initiateurs d'origine interne est très basse; à l'échelle mondiale, les résultats de KKG figurent parmi les meilleurs obtenus à ce jour.

En ce qui concerne l'analyse sismique incluse dans l'étude GPSA, la DSN, s'appuyant sur des vérifications faites en 1997, avait exigé une mise à jour tenant compte de l'état actuel de la science et de la technique. L'exploitant de KKG a déjà remis à la DSN un premier lot de

documents à ce sujet. Il a aussi confié à des experts des aspects sismiques l'exécution d'une visite détaillée de l'installation, répartie sur plusieurs jours, pour rassembler toutes les données spécifiques chacun des composants concernés par cette mise à jour de l'analyse sismique. La DSN a suivi ces travaux et elle a vérifié la méthode appliquée.

L'étude probabiliste de sécurité spécifique à KKG pour les états «puissance réduite» et «arrêt» a fait l'objet à la DSN d'une évaluation qualitative provisoire dans le cadre de la vérification périodique de la sécurité.

En relation avec l'introduction systématique dans ses procédures des «Directives concernant la gestion des accidents graves», dites «SAMG» (de l'anglais «Severe Accident Management Guidance»), l'exploitant de KKG a, dans le cadre d'un audit, répondu aux questions de la DSN relatives à l'état actuel des travaux concernant cette introduction et des projets à réaliser dans le futur dans ce domaine (à ce sujet, voir aussi chapitre 1.2.5).

### 3.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)

Dans le cadre du programme de surveillance du vieillissement (PSV) dont la DSN avait exigé la mise en vigueur, l'exploitant de KKG a remis en 1998 la documentation concernant le pressuriseur. Dans le domaine des équipements mécaniques, la DSN dispose actuellement de la documentation, préparée par l'exploitant, relative à la surveillance systématique du vieillissement pour les conduites principales et les pompes principales de circulation du caloporteur, les structures internes de la cuve du réacteur supportant le cœur et le pressuriseur. Elle a examiné ces documents et formulé ses conclusions. Quant à la documentation concernant la cuve du réacteur et les générateurs de vapeur, annoncée par l'exploitant, elle n'est pas encore disponible. Dans le domaine des équipements électrotechniques de la classe 1E placés dans l'enclume de confinement, l'exploitant de KKG a remis trois documents «PSV» concernant les entraînements d'éléments de la robinetterie, les câbles électriques et le système de surveillance de l'hydrogène, y compris leurs têtes de mesure détectant la diffusion de ce gaz à travers une paroi poreuse. La DSN a terminé en 1998 l'examen des deux premiers.

Dans le domaine du génie civil, la DSN a vérifié les documents «PSV» remis par l'exploitant de KKG concernant le bâtiment du réacteur. L'exploitant de KKG a pu procéder en 1998 à une partie des inspections de référence y relatives et il les a documentées selon l'approche approuvée par la DSN. Les autres inspec-

tions sont encore en cours et seront également documentées selon cette approche.

La DSN attend de l'exploitant de KKG qu'il poursuive rapidement son programme de surveillance du vieillissement et remette bientôt les autres documents relatifs aux composants importants pour la sécurité des domaines mécanique et électrique, ainsi qu'aux bâtiments auxiliaires attribués à la classe sismique EK I. Le calendrier de l'introduction de l'ensemble du PSV et de sa réalisation pratique doit encore être communiqué à la DSN.

Dans chacun des domaines importants pour la sécurité, la documentation «PSV» remise jusqu'à présent par l'exploitant de KKG à la DSN, et que celle-ci a vérifiée, n'a mis en évidence aucune lacune dans les programmes de maintenance ni aucun signe ou résultat indiquant qu'il faudrait s'attendre dans le proche futur à une altération inadmissible des caractéristiques de sécurité des équipements de KKG.

## 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 1998 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-dessous (valeurs de 1997 entre parenthèses):

Actions	personne·Sv
Arrêt programmé	0.61 (0.58)
Marche en puissance	0.21 (0.16)
Dose collective annuelle	0.82 (0.74)

Durant l'arrêt programmé de 1998 pour la maintenance, les tâches qui ont le plus contribué à la dose collective furent, à part les travaux associés au renouvellement du combustible (ouverture et fermeture de la cuve du réacteur et manutention des assemblages combustibles), l'épreuve hydrostatique du circuit caloporteur primaire. L'exploitant de KKG a établi à ce sujet une planification détaillée des opérations incluant les aspects de radioprotection; il a ensuite procédé périodiquement à une comparaison des pronostics et des valeurs effectives des doses investies. De l'avis de la DSN, cette procédure a largement contribué au maintien de la valeur de ces doses collectives à un niveau peu élevé.

La dose collective annuelle accumulée en 1998 à KKG est restée considérablement en dessous de la valeur directrice de 4 personne·Sv imposée par la DSN. Considérant les valeurs de la dose collective annuelle au cours des quelque vingt années d'exploitation de

KKG, y compris l'année des essais de mise en service, seules trois de ces valeurs sont inférieures à celle de 1998.

Il ressort des nombreuses mesures de débits de dose faites en 1998 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 1998, on a continué de recourir à la pose d'écrans supplémentaires temporaires en plomb dans la zone des places de travail. C'est ainsi que l'on a mis temporairement en place durant les travaux de révision quelque 7 tonnes de plomb sous forme de feuilles et de nattes, en particulier sur les places de travail associées aux éléments de robinetterie du circuit caloporteur primaire. L'exploitant de KKG estime à environ 63 personne·mSv la part de dose collective ainsi épargnée.

On ne signale aucun cas significatif d'entraînement de contamination non fixée. Quelques relâchements, de courte durée, de substances radioactives dans l'atmosphère du bâtiment du réacteur se sont produits au cours de l'épreuve hydrostatique et lors de l'abaissement du niveau dans la fosse du réacteur. On a pu les maîtriser sans difficulté au moyen des méthodes habituelles pour une zone contrôlée. Dans le but de diminuer considérablement la dispersion d'aérosols et de gaz rares dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement lors de l'ouverture du couvercle de la cuve du réacteur, on a conçu et réalisé un nouveau tablier de plastique qui enserre complètement la région de la collerette du couvercle et qui se déploie vers le bas lorsque celui-ci est soulevé. Ce nouveau tablier s'est montré efficace.

Pour un cas de contamination de personnes, la décontamination immédiate par les moyens habituels (lavage et douche) n'a pas été efficace. Au bout d'un jour, le niveau de contamination est redescendu en-dessous de la valeur directrice de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection. La dose associée est restée inférieure à 0.1 mSv.

Les doses individuelles annuelles sont restées dans les limites imposées. La dose individuelle la plus élevée due au rayonnement externe a atteint, en 1998, 16.0 mSv, alors que

la valeur correspondante pour 1997 était de 11.0 mSv. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10, ainsi qu'aux figures A5 à A9 de l'appendice A<sup>1</sup>. Il ne s'est produit en 1998 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.

### 3.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct

Les valeurs limites admissibles des rejets de substances radioactives pour la centrale nucléaire de Gösgen, les rejets effectifs en 1998, ainsi que les doses qui en résultent pour les individus de la population dans le voisinage de la centrale, calculées selon le modèle imposé par la directive HSK-R-41 de la DSN, sont données au tableau A4a de l'appendice A. Les rejets par la ventilation des effluents radioactifs gazeux sous forme d'aérosols, d'iode et de gaz rares se situent nettement en dessous des valeurs limites admissibles. Il en est de même pour les eaux de rejet sans tritium; en ce qui concerne les rejets de tritium typiques des centrales nucléaires équipées de réacteurs à eau pressurisée, ceux de KKG se sont montés à environ 20% de la limite admissible. Le tableau A4b montre sous forme graphique l'évolution au cours des cinq années précédentes des quantités de gaz rares et d'iode rejetées sous forme d'effluents gazeux par la ventilation, ainsi que de celles de tritium et des autres substances radioactives avec les eaux de rejet. Les valeurs de rejet inférieures à un pour mille de la limite ne sont pas représentées à leur niveau réel.

L'ensemble de ces rejets a été à l'origine, pour les personnes de la population des environs de KKG, d'une dose annuelle maximale, calculée en admettant les conditions les plus défavorables, de l'ordre de 0.001 mSv pour les adultes et pour les enfants en bas âge. La dose d'exposition annuelle ainsi calculée est très inférieure à la valeur directrice de dose liée à la source selon la directive HSK-R-11 de la DSN, ici 0.2 mSv pour KKG. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des occupations 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 davantage les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs et, par là, la dose qui en résulte pour la population.

Les mesures trimestrielles de contrôle de la DSN et les mesures semestrielles de com-

<sup>1</sup> Note du traducteur: il n'est pas fait mention du moniteur à comptage rapide («Quick Counter»), utilisé aux fins de triage des cas d'incorporation dans les autres centrales nucléaires, car, à KKG, cette fonction est intégrée dans les moniteurs employés pour la surveillance radiologique des personnes.

paraison de la SUEr sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons de l'air et des eaux de rejet témoignent d'une bonne concordance avec les mesures faites par l'exploitant de KKG.

La surveillance au moyen des sondes de mesure des débits de dose (du réseau MADUK) au voisinage de la centrale nucléaire de Gösgen 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. Les valeurs limites d'immission due au rayonnement direct en dehors du site, fixées par l'article 102, alinéa 3 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection à 1 mSv par année pour les locaux d'habitation, de séjour et de travail et à 5 mSv par année pour les autres lieux ont été respectées en 1998.

### **3.3.3 Instruments de radioprotection**

Tous les instruments de mesure utilisés pour la surveillance des niveaux de radioactivité et de rayonnement dans l'installation, ainsi que celle des rejets radioactifs dans l'environnement, les moniteurs de contrôle pour la protection du personnel exploitant et les systèmes de dosimétrie individuelle ont correctement rempli leurs tâches. Le service de radioprotection de KKG a participé avec succès aux mesures de comparaison entre les services de dosimétrie individuelle organisées chaque année par la Commission fédérale de la protection contre les radiations (CFR) et démontré ainsi qu'il satisfait les exigences relatives à la précision des mesures.

## **3.4 Personnel et organisation**

### **3.4.1 Personnel et formation professionnelle**

L'effectif total du personnel exploitant au bénéfice d'une licence professionnelle est indiqué au 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 le simulateur de la Société pour la formation et l'entraînement sur simulateurs (Gesellschaft für Simulatorschulung, GFS) à Essen, en Allemagne. Leur prise en charge durant ces cours a été assurée conjointement par un ingénieur du service de piquet de KKG, qui les accompagnait, et par le personnel de la GFS. L'exploitant de KKG a aussi organisé des cours spéciaux pour les ingénieurs du service de piquet afin de les préparer à leurs tâches d'accompagnement et de prise en charge des participants.

Un candidat à la fonction d'opérateur de réacteur a suivi le cours de base au simulateur d'Essen.

À partir de l'an 2000, il est prévu que la formation et l'entraînement du personnel exploitant de la centrale se déroule, à Gösgen même, dans le propre simulateur de KKG, lequel est en cours de montage.

Dans le programme des cours de répétition pour le personnel exploitant dans le domaine de la physique des réacteurs, on a inclus les aspects liés à la mise en oeuvre d'assemblages combustibles MOX. Ce programme s'est achevé en 1998 par trois cours donnés à l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI. Ce même personnel a participé à des cours de thermohydraulique donnés à Biblis (Allemagne), bénéficiant ainsi du modèle en verre d'un réacteur à eau pressurisée disponible sur ce site. On a détaché temporairement auprès du département «électrotechnique» plusieurs électriciens du département «exploitation» de KKG, faisant normalement partie des équipes de quart, pour qu'ils complètent leurs connaissances afin de les maintenir à un niveau élevé.

De nombreux collaborateurs des divers départements spécialisés ont également suivi des cours de perfectionnement dans leur domaine afin de maintenir leurs connaissances spécialisées au niveau de l'état actuel de la technique, de développer leurs aptitudes pratiques et de contribuer à l'épanouissement de leur personnalité. Il convient de mentionner en particulier l'entraînement en simulateur organisé pour les collaborateurs du département «électrotechnique».

### **3.4.2 Organisation et conduite de l'exploitation**

Durant l'année sous revue, l'organisation de KKG n'a pas subi de modification. À la fin de l'année 1998, KKG occupait 377 personnes (1997: 377).

L'exploitant de KKG a commencé la mise en oeuvre d'un système formel de management de la qualité et, dans ce cadre, il a remis à la DSN pour évaluation et avis un premier projet d'un «manuel de gestion de la qualité». Ce système s'appuie sur les préceptes publiés par l'AIEA dans son document «Assurance de la qualité dans les centrales nucléaires et autres installations nucléaires», Collection Sécurité 50-C/SG-Q, 1996 (disponible aussi en anglais: «Quality Assurance in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations» (Safety Series 50-C/SG-Q, 1996). Il est prévu de passer à l'application du système durant le second semestre de 1999.

En 1998, l'exploitant de KKG a participé activement au projet de recherche «Évaluation de

la prise de conscience de la sécurité» conduit par l'Institut de psychologie de l'Université de Berne. Dans ce cadre, un certain nombre de membres du personnel de la centrale se sont prêtés à des interviews constituant une partie intégrante d'une étude-pilote. Les résultats en sont attendus au début de 1999; ils devraient permettre aux exploitants de centrales nucléaires de porter une meilleure appréciation sur le domaine «prise de conscience de la sécurité».

Deux représentants de l'AIEA sont venus en Suisse en novembre pour préparer la mission OSART prévue à la centrale nucléaire de Gösgen en novembre 1999 et pour en discuter les modalités d'exécution avec KKG à Gösgen et la DSN à Würenlingen.

### **3.5 État de préparation aux situations d'urgence**

L'exercice d'urgence que l'exploitant de KKG a joué en 1998 dans le cadre de l'exercice combiné d'urgence «GAIA» fait l'objet d'une discussion détaillée au chapitre 10.

### **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). Au cours de 1998, l'exploitant de KKG a conditionné par immobilisation dans une matrice de bitume des résidus concentrés issus de l'évaporation des effluents liquides aqueux. Il a en outre transféré des déchets radioactifs mixtes au PSI en vue de leur triage et 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 revenus à KKG pour entreposage.

En février, la DSN a mené à terme les procédures concernant l'agrément d'un type modifié de colis de déchets actuellement produits à KKG concernant des déchets mixtes

compactés au moyen d'une presse à très haute pression et octroyé un permis d'exécution conforme à la dernière version de sa directive HSK-R-14. En ce qui concerne trois autres types de colis, pour lesquels l'exploitant de KKG a donné mandat au PSI de confectionner un petit nombre d'exemplaires, l'exploitant en a établi les spécifications; les procédures d'agrément de ces trois types sont encore en cours. Pour tous les autres types de colis de déchets radioactifs actuellement conditionnés et confectionnés à Gösgen, l'exploitant dispose des permis d'exécution conformes à la dernière version de la directive HSK-R-14 de la DSN. Cette dernière a pu, en 1998, vérifier la documentation établie a posteriori au sujet de deux anciens types de colis contenant des résines échangeuses d'ions conditionnées et l'a approuvée. Pour trois autres anciens types de colis au sujet desquels l'exploitant de KKG a déjà remis la documentation établie a posteriori, leur aptitude au stockage final fait l'objet d'un examen à la CEDRA.

L'exploitant de KKG a entreposé dans plusieurs locaux de la zone contrôlée divers déchets bruts de manière appropriée et sous des conditions approuvées par la DSN en vue d'un traitement ultérieur. Il a poursuivi la mise en stockage régulière des déchets conditionnés dans l'entrepôt prévu à cet effet.

### **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 de la centrale nucléaire de Gösgen. Aucun événement n'a dû faire l'objet d'un enregistrement à la DSN en 1998.

La dose collective annuelle accumulée par le personnel (tant de la centrale que des prestataires extérieurs engagés 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



Vue aérienne de la centrale nucléaire de Leibstadt.

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 qui, au début de 1998 et jusqu'à l'automne, permettait d'atteindre une puissance électrique nette de 1'030 MW<sub>e</sub>. Suite à la requête de KKL pour une augmentation de la puissance nominale, à l'autorisation du Conseil fédéral et au permis d'exécution de la DSN, l'exploitant a procédé le 31 octobre 1998 à la première étape de l'augmentation, limitée à 6%, de la puissance thermique du coeur, la faisant passer de 3138 MW à 3327 MW. La puissance électrique correspondante se monte depuis cette date à 1080 MW. D'autres indications figurent aux tableaux A1 et B3 en appendice; la figure B2 représente le schéma de fonctionnement d'une centrale équipée d'un réacteur à eau bouillante.

Dans sa quatorzième année d'exploitation, KKL a atteint un coefficient de production de 89.2% en termes d'énergie et une disponibilité de 92.9% en termes de temps. L'arrêt de révision et de renouvellement du combustible a duré 26 jours en 1998. Au cours du fonctionnement en puissance, une perturbation apparue durant un test périodique de fonctionne-

ment d'une soupape contrôlant la dérivation de la vapeur vive dans le condenseur de la turbine a été la cause d'une diminution automatique temporaire de la puissance du réacteur à 80% de sa valeur nominale.

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

Deux événements se sont produits en 1998 à KKL nécessitant une notification et un enregistrement à la DSN. On les a enregistrés en classe B selon la directive HSK-R-15 sur les notifications concernant l'exploitation des centrales nucléaires et au niveau 0 de l'échelle internationale d'évaluation INES (voir chapitre 12.7, ainsi que le tableau B2 de l'appendice B). Ils se sont produits tous deux durant des tests périodiques de fonctionnement. Pour le premier, il s'est agi de la défaillance au démarrage d'un générateur diesel de l'alimentation électrique de secours et, pour le second, de la non-fermeture d'une vanne d'isolation du système de prise d'échantillons dans l'eau du réacteur (circuit primaire). Du point de vue de la sécurité, ces deux événements particuliers



*Examen des cordons de soudure d'un manchon de raccordement de l'une des conduites de recirculation à la cuve du réacteur à l'aide d'un dispositif mécanisé*

Source: centrale nucléaire de Leibstadt.

n'ont eu qu'une signification minimale et ils n'ont pas eu d'influence sur le fonctionnement de la centrale.

#### **4.2.2 Travaux exécutés lors de l'arrêt pour le renouvellement du combustible**

L'arrêt de révision et de renouvellement du combustible, qui a duré du 31 juillet au 26 août, 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.

En ce qui concerne le réacteur, tous les cordons de soudure des dix manchons de raccordement entre la sortie de la cuve et les conduites de recirculation (manchons dits N3) ont fait l'objet d'examens périodiques au moyen de la technique des ultrasons. La qualification préalable de la procédure d'examen, comprenant aussi celle de l'appareillage robotisé sur lequel elle est basée, ainsi que celle du personnel chargé de ces examens, s'est appuyée sur la mise en œuvre de «tests aveugles»<sup>1</sup>. Par ailleurs, on a visuellement inspecté la jupe du

<sup>1</sup> test aveugle: test sur un objet d'épreuve spécialement préparé pour le processus 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.

<sup>2</sup> Note du traducteur: il s'agit d'embranchements de conduites tubulaires en forme de T.

cœur et d'autres structures internes de la cuve du réacteur au moyen d'une caméra vidéo sous-marine. Ces examens n'ont mis en évidence aucune indication de fissures ou d'autres défauts. Les tests de fuite sur les dispositifs de fermeture de l'enceinte de confinement ont démontré que l'étanchéité exigée du confinement est assurée.

Commencé en 1995, le remplacement des pièces dites «en T»<sup>2</sup> des 149 unités de contrôle-commande hydrauliques des dispositifs d'entraînement (eux aussi hydrauliques) des barres de commande par des pièces d'une construction améliorée s'est poursuivi en 1998 sur 36 de ces unités de contrôle-commande.

Les examens dans l'un des trains du système d'approvisionnement en eau alimentaire ont mis en évidence des fuites dans les soupapes de retenue équipées d'amortisseurs de coups de bélier. On a restauré leur étanchéité en augmentant la course des pistons amortisseurs.

Dans le cadre du programme de surveillance du vieillissement, on a examiné 4 des 16 conduites de soufflage des soupapes de décharge et de sécurité du système de vapeur vive au moyen d'un endoscope; on a en outre mesuré les épaisseurs de paroi sur deux tuyères de décharge de vapeur dans le bassin de condensation.

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 maintenance de 1998, 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. On n'a détecté aucun cas d'affaiblissements de ces parois en-dessous des épaisseurs minimales admissibles.

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.

#### **4.2.3 Modifications apportées à l'installation**

Parmi les modifications apportées à l'installation en 1998, les plus marquantes ont concerné la rénovation d'éléments de robinetterie dotés d'entraînements motorisés qui, du point de vue de la sécurité, ont une importance significative. Cette rénovation était devenue nécessaire car, au vu de nouvelles connaissances, il est apparu que, en situation de dérangement, les contraintes sur ces composants

pouvaient atteindre des valeurs plus élevées que celles initialement admises lors de la conception et du dimensionnement. C'est le système à haute pression d'aspersion du cœur qui fut l'objet de la modification la plus considérable. En effet, on y a remplacé complètement la vanne à plateau de l'alimentation en eau et la soupape de dérivation (et de protection) de la pompe à haute pression, y compris leurs entraînements. À la suite du raccordement de cette vanne à plateau par soudage dans la conduite, on a vérifié les cordons de soudure en les examinant au moyen des ultrasons, dont les résultats vont, à l'avenir, constituer la référence pour les examens périodiques ultérieurs. Ce programme de rénovation de la robinetterie motorisée, entièrement réalisé durant l'arrêt de révision, a porté sur plus de 40 vannes et soupapes avec leurs entraînements: parmi les travaux exécutés, on peut mentionner entre autres le remplacement de tiges et broches de vannes, de leurs écrous de fixation, le remplacement ou un nouvel ajustement de leurs entraînements, ou encore l'application d'un moment de serrage plus élevé sur les goujons de fixation aux corps de vannes.

On a rééquipé le second 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 afin d'augmenter leur stabilité et leur résistance sous charge, ainsi que la sécurité de leur fonctionnement, en situation de dérangements graves.

On a procédé à d'autres modifications significatives dans le domaine du contrôle-commande, d'une part, afin d'améliorer les conditions d'exploitation et, d'autre part, pour répondre aux exigences liées à la requête de l'exploitant de KKL visant l'augmentation de la puissance nominale de son installation. À titre d'illustration, on peut citer les exemples suivants:

- Dans le cadre du programme de surveillance du vieillissement, remplacement de 16 transducteurs de pression placés à l'intérieur de l'enceinte de confinement par des exemplaires d'un type résistant mieux aux rayonnements ionisants;
- Modifications dans le réglage du système de recirculation du caloporteur, dans celui du système de contrôle volumétrique et dans celui du système d'approvisionnement en eau alimentaire, afin d'éviter un arrêt automatique du réacteur dans le cas de la défaillance d'une pompe alimentaire principale.
- Modifications dans le réglage de la turbine et dans celui du système d'approvisionnement en eau alimentaire afin de tenir compte de l'augmentation des débits de va-

peur vive et d'eau alimentaire liée à l'augmentation de la puissance nominale de l'installation.

#### **4.2.4 Combustible et barres de commande**

Au vu de l'accroissement de la radioactivité de l'eau du réacteur et des effluents gazeux durant le 14<sup>ème</sup> cycle d'exploitation (1997/98), on a dû conclure à l'apparition de dommages sur un ou plusieurs assemblages combustibles. Les investigations entreprises durant la mise à l'arrêt de l'installation pour la révision programmée de 1998 puis lors des tests d'étanchéité par ressuage (sipping) effectués sur la totalité des 648 assemblages combustibles ont permis d'identifier un assemblage défectueux. Il est apparu que la cause primaire de la défectuosité était une usure anormale causée par le frottement d'un corps étranger.

Au sujet de la réutilisation des assemblages combustibles du type SVEA96 sur lesquels sont apparues des corrosions relativement élevées (voir le chapitre correspondant du rapport de la DSN pour 1997), la DSN a établi au début de 1998 des critères de sélection de ceux dont la réinsertion dans le cœur est admissible. Il est ainsi impératif que, à la fin du cycle d'exploitation, l'épaisseur restante de la paroi du tube de gainage à la hauteur des grilles de maintien soit encore d'au moins 50% de l'épaisseur initiale à la fabrication. Il en résulte l'exigence que l'épaisseur restante de cette paroi doit atteindre au minimum 70% au moment de la réinsertion dans le cœur. Des mesures d'épaisseur appropriées doivent le démontrer avant le rechargement.

De plus, la durée de séjour dans le cœur des assemblages SVEA96 est provisoirement limitée à cinq cycles d'exploitation (à l'exception d'un petit nombre d'assemblages-témoins). Cette limitation s'appuie sur les résultats des investigations conduites sur les quatre assemblages déchargés à la fin du 13<sup>ème</sup> cycle d'exploitation, qui sont restés six ans dans le cœur (voir le chapitre correspondant du rapport de la DSN pour 1997) et dont les gainages comportaient des dommages dus à cette corrosion. L'abaissement de la charge thermique admissible à partir du quatrième cycle d'exploitation pour les assemblages SVEA96 reste en vigueur.

Dans le but de démontrer que les critères imposés par la DSN sont effectivement respectés et d'obtenir aussi une première évaluation au sujet de l'efficacité de la nouvelle chimie de l'eau, on a procédé durant l'arrêt pour le renouvellement du combustible à de nombreuses mesures, au moyen de la méthode des courants de Foucault, de l'épaisseur de la couche d'oxyde et de l'épaisseur restante de

la paroi du tube de gainage à la hauteur des grilles de maintien sur des barreaux combustibles ayant séjourné dans le coeur durant un, deux, trois ou quatre cycles d'exploitation. On a assuré la validité des procédures de mesure de l'épaisseur restante de la paroi par des vérifications sur quelques barreaux sacrifiés à une investigation métallurgique dans une cellule chaude du Hotlabor du PSI. Le dépouillement de toutes les mesures par des méthodes statistiques a montré que les critères imposés par la DSN ont été respectés. On en a conclu, entre autres, que la réinsertion des assemblages combustibles SVEA96 ayant déjà subi quatre cycles d'exploitation dans le coeur est justifiée. Par ailleurs, l'interprétation des résultats des mesures d'épaisseur de la couche d'oxyde permettent de conclure que la nouvelle chimie de l'eau, introduite dès le début du 14<sup>ème</sup> cycle d'exploitation (septembre 1997), a effectivement diminué de façon considérable la progression des corrosions locales. Ceci renforce l'hypothèse selon laquelle c'est une concentration trop faible de fer dans l'eau du caloporteur (ce que l'on a dénommé « carence de fer ») qui s'est trouvée à l'origine de ces corrosions locales considérables des tubes de gainage.

Durant l'arrêt de révision et en préparation pour le 15<sup>ème</sup> cycle d'exploitation (1998/99), on a remplacé 191 des 648 assemblages combustibles: on a ainsi déchargé tous les assemblages (184) du type «8x8». En ce qui concerne les 104 assemblages du type SVEA nouvellement chargés, leurs tubes de gainage ont fait l'objet d'un traitement thermique spécial («à l'autoclave»), dont on attend une susceptibilité réduite aux corrosions locales. En outre, les 77 assemblages SVEA96 qui ont déjà passé quatre cycles d'exploitation dans le coeur et que l'on avait déchargés provisoirement durant l'arrêt de 1997 à cause du problème de corrosion, ont été à nouveau placés dans le coeur car ils satisfont les critères de la DSN. À titre d'essai, on a aussi rechargé deux assemblages SVEA96 qui ont déjà passé cinq cycles d'exploitation dans le coeur, ainsi que huit nouveaux assemblages à géométrie «10x10» provenant d'un autre fournisseur.

À titre de prévention contre les dommages aux assemblages combustibles résultant du frottement de corps étrangers contre les barreaux – jusqu'ici la principale cause de dommages à KKL – on a équipé, pour la première fois à grande échelle à KKL et en vue du 15<sup>ème</sup> cycle d'exploitation (1998/99), une partie relativement importante des assemblages combustibles (92 sur 648) de filtres destinés à retenir les corps étrangers.

Durant le 15<sup>ème</sup> cycle d'exploitation actuellement en cours, on n'a observé aucun indice de

dommages au combustible nucléaire, cette constatation s'appliquant aussi à l'exploitation après l'augmentation de puissance (106% dès le 31 octobre 1998).

Durant l'année sous revue, on a organisé et exécuté un transport de 32 assemblages combustibles épuisés vers l'usine de retraitement.



Conteneur de transport pour assemblages combustibles irradiés.

Source: centrale nucléaire de Leibstadt

#### 4.2.5 Étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) et gestion d'accidents (AM)

L'exploitant de KKL a remis à la DSN au printemps 1998 une version révisée de l'étude probabiliste de sécurité de niveau 2 spécifique de son installation. La vérification qualitative à laquelle la DSN a soumis cette nouvelle version a confirmé qu'elle tient compte dans l'ensemble des phénomènes physico-chimiques qui se produiraient dans le cas d'un accident grave, mais qu'un certain nombre d'aspects nécessitent encore quelques éclaircissements.

L'étude probabiliste de sécurité (EPS) pour les événements initiateurs d'origine externe, dont la DSN avait exigé la mise à jour dans son avis d'expertise relatif à l'augmentation de puissance, a fait l'objet, dans sa version révi-

sée, d'une vérification détaillée à la DSN dès fin 1997 et en 1998. Cette vérification a permis de confirmer que l'EPS révisée est dans l'ensemble correcte, tant qualitativement que quantitativement. Quant à la réévaluation des risques sismiques, exigée pour toutes les centrales nucléaires suisses, elle sera exécutée dans le courant des années qui viennent. Il est encore trop tôt pour dire si, sur le site de KKL, cette réévaluation aura un effet sur l'EPS pour les événements initiateurs d'origine externe.

À la fin de 1998, l'exploitant de KKL a remis à la DSN une version révisée de son analyse de la fiabilité humaine à KKL (Human Reliability Analysis, HRA) destinée à compléter l'EPS. La DSN traitera cette analyse en 1999.

En relation avec l'introduction systématique dans ses procédures des «Directives concernant la gestion des accidents graves», dites «SAMG» (de l'anglais «Severe Accident Management Guidance»), l'exploitant de KKL a, dans le cadre d'un audit, répondu aux questions de la DSN relatives à l'état actuel des travaux concernant cette introduction et des projets à réaliser dans le futur dans ce domaine (à ce sujet, voir aussi chapitre 1.2.5).

#### **4.2.6 Programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV)**

Dans le domaine des équipements mécaniques, la DSN a terminé l'examen de la documentation relative au programme de surveillance du vieillissement (documentation «PSV») déjà remise par l'exploitant de KKL au sujet du système de vapeur vive et du système d'eau alimentaire et elle a formulé ses conclusions. Elle a en outre suivi attentivement la mise en œuvre et la réalisation des obligations issues du PSV. De son côté, l'exploitant de KKL a remis à la DSN la documentation «PSV» concernant la cuve du réacteur. Au sujet de la surveillance du vieillissement des composants des classes de sécurité 2 à 4, il a aussi mis en route un projet-pilote devant permettre de porter une appréciation fondée du comportement de ces composants sous l'effet du vieillissement en mettant en œuvre des critères issus de l'approche probabiliste, des sciences de l'ingénieur et de la radioprotection et d'en déduire des données utilisables pour, le cas échéant, procéder à des ajustements dans les programmes de maintenance. Ce projet-pilote considérera en priorité les composants les plus significatifs du point de vue de la sécurité. De ce projet-pilote de KKL va ressortir une procédure pour les composants mécaniques des classes de sécurité 2 à 4 qu'il est prévu d'appliquer aussi dans les autres centrales nucléaires.

En ce qui concerne les composants électrotechniques de la classe de sécurité 1E, l'exploitant de KKL applique son programme systématique de surveillance du vieillissement (PSV) en tant que tâche permanente conformément aux directives approuvées par la DSN. Durant l'année 1998, l'exploitant a remis à la DSN la documentation «PSV» concernant les traversées des câbles électriques, les interrupteurs de fin de course et les thermomètres électriques de contact. De son côté, la DSN a terminé l'examen de la documentation «PSV» relative aux transducteurs et aux entraînements d'éléments de robinetterie et elle a formulé ses conclusions.

Dans le domaine du génie civil, la DSN a vérifié les documents «PSV», remis par l'exploitant de KKL, concernant le bâtiment du réacteur et quelques-uns des bâtiments auxiliaires attribués à la classe sismique EK I. Les inspections de référence relatives aux bâtiments attribués à la classe sismique EK I que conduit l'exploitant de KKL selon l'approche approuvée par la DSN sont en cours.

Dans chacun des domaines importants pour la sécurité, la documentation «PSV» remise jusqu'à présent par l'exploitant de KKL à la DSN, et que celle-ci a vérifiée, n'a mis en évidence aucune lacune dans les programmes de maintenance et d'examen périodiques ni aucun signe ou résultat indiquant qu'il faudrait s'attendre dans le proche futur à une altération



*Échange du moteur diesel d'un groupe électrogène de l'alimentation électrique de secours. Déchargement du moteur de rechange à son arrivée par camion sur le site de la centrale nucléaire. Source: centrale nucléaire de Leibstadt*

inadmissible des caractéristiques de sécurité des équipements de KKL.

## 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 1998 les doses collectives qui figurent dans le tableau ci-dessous (valeurs de 1997 entre parenthèses):

Actions	personne·Sv
Arrêt programmé	0.72 (0.83)
Marche en puissance	0.37 (0.46)
Dose collective annuelle	1.09 (1.29)

Durant l'arrêt de révision de l'année sous revue, on a essentiellement procédé à des travaux de routine. Ceci explique pourquoi les doses collectives accumulées sont inférieures à celles de l'année précédente. Quant à la dose collective annuelle totale, elle est faible et se situe nettement en dessous de la valeur directrice de 4 personne·Sv fixée par la DSN.

Comme pour la préparation des examens périodiques de tout composant, l'exploitant de KKL a aussi établi, en ce qui concerne l'examen des dix manchons de raccordement entre la sortie de la cuve et les conduites de recirculation (manchons dits N3), une planification très détaillée des opérations incluant les aspects de radioprotection et l'a soumise à la DSN. De plus, son personnel s'est entraîné à l'exécution des travaux prévus dans des conditions pratiquement identiques à celles qu'il devait rencontrer sur place, hormis le rayonnement. Cependant, malgré cette préparation, la dose collective effective a dépassé la valeur pronostiquée: on en a trouvé l'explication, d'une part, dans un débit de dose sur les places de travail plus élevé que prévu et, d'autre part, dans les difficultés considérables rencontrées lors des examens eux-mêmes (voir à ce sujet le chapitre 11.4).

La situation radiologique dans l'installation en 1998 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 d'exploitation précédents et de leurs conséquences radiologiques à long terme, notamment les contaminations par des émetteurs  $\alpha$ , 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  $\alpha$ , lequel avait fait ses preuves au cours des années précédentes. On a aussi établi que la radiotoxicité du mélange de radionucléides était légèrement plus élevée qu'en 1997.

Le débit de dose moyen sur les conduites de recirculation s'est monté à 2.23 mSv/h durant l'arrêt 1998, valeur qui est légèrement plus élevée qu'en 1997 (2.1 mSv/h). Cette valeur dépasse la valeur directrice de 2.0 mSv/h fixée dans l'autorisation d'exploiter. Il existe une corrélation entre ce débit de dose et la concentration de Co-60 dans l'eau du caloporteur, laquelle a augmenté au cours du cycle d'exploitation précédent à une valeur dépassant la moyenne des années passées en raison de la remise en oeuvre d'anciens assemblages combustibles du type GE-8. Il est nécessaire d'observer attentivement la relation entre la valeur moyenne du débit de dose sur les conduites de recirculation et la modification de la chimie de l'eau (voir chapitre 4.2.4). De toute façon, il faut renforcer les mesures à prendre pour parvenir à maintenir à des niveaux bas les doses auxquelles est soumis le personnel. 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 1998 qu'ils restent constants ou que, au mieux, ils manifestent une légère tendance à la baisse.

On a placé des écrans temporaires sous forme de nattes de plomb et de sacs à eau remplis (au total 59 tonnes, soit 49 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 34 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.

En ce qui concerne les doses individuelles annuelles, elles sont restées dans les limites imposées. La dose individuelle la plus élevée due au rayonnement externe a atteint, en 1998, 12.7 mSv, alors que la valeur correspondante pour 1997 était de 12.8 mSv. D'autres données à ce sujet apparaissent dans les tableaux A5 à A10, ainsi qu'aux figures A5 à A9 de l'appendice A.

Les mesures systématiques d'incorporations faites (aux fins de triage) sur 1174 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 aucune indication  $\gamma$  au-dessus du seuil exigeant une investigation approfondie. En se basant sur les résultats de la détermination, confiée à des organes extérieures à KKL, du rapport  $\gamma/\alpha$  des rayonnements à la surface de divers compo-

sants, on peut en conclure qu'il n'y a pas eu non plus d'incorporations significatives d'émetteurs  $\alpha$ . 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).

Il ne s'est produit en 1998 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.

#### **4.3.2 Rejets dans l'environnement et rayonnement direct**

Les valeurs limites admissibles des rejets de substances radioactives pour la centrale de KKL, les rejets effectifs en 1998, ainsi que les doses qui en résultent pour les individus de la population dans le voisinage de la centrale, calculées selon le modèle imposé par la directive HSK-R-41 de la DSN, sont données au tableau A4a de l'appendice A. Les rejets par la ventilation des effluents radioactifs gazeux sous forme d'aérosols, d'iode et de gaz rares se situent nettement en dessous des valeurs limites admissibles. Il en est de même pour les eaux de rejet en ce qui concerne le tritium et pour les autres rejets radioactifs. Le tableau A4b montre sous forme graphique l'évolution au cours des cinq années précédentes des quantités de gaz rares et d'iode rejetées sous forme d'effluents gazeux par la ventilation, ainsi que de celles du tritium et des autres substances radioactives avec les eaux de rejet. Les valeurs de rejet inférieures à un pour mille de la limite ne sont pas représentées à leur niveau réel.

L'ensemble de ces rejets a été à l'origine, pour les personnes de la population des environs de KKL, d'une dose annuelle maximale, calculée en admettant les conditions les plus défavorables, de l'ordre de 0.002 mSv pour les adultes et de 0.004 mSv pour les enfants en bas âge. La dose d'exposition annuelle ainsi calculée est considérablement en-dessous de la valeur directrice de dose liée à la source selon la directive HSK-R-11 de la DSN, ici 0.2 mSv pour KKL. Les articles 5 et 6 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection indiquent que des occupations 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 davantage les mesures déjà prises pour diminuer les rejets radioactifs et, par là, la dose qui en résulte pour la population.

Les mesures trimestrielles de contrôle de la DSN et les mesures semestrielles de comparaison de la SUeR sur les filtres destinés à collecter les aérosols et l'iode ainsi que sur les échantillons de l'air et des eaux de rejet témoignent d'une bonne concordance avec les mesures faites par l'exploitant de KKL.

La surveillance au moyen des sondes de mesure des débits de dose (du réseau MADUK) au voisinage de la centrale nucléaire de Leibstadt 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. Au voisinage immédiat de la centrale, on constate une dose ambiante légèrement supérieure due au rayonnement tant direct que diffusé provenant de la halle des machines. Les valeurs limites d'immission due au rayonnement direct en dehors du site, fixées par l'article 102, alinéa 3 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection à 1 mSv par année pour les locaux d'habitation, de séjour et de travail et à 5 mSv par année pour les autres lieux ont été respectées en 1998.

#### **4.3.3 Instruments de radioprotection**

Tous les instruments de mesure utilisés pour la surveillance des niveaux de radioactivité et de rayonnement dans l'installation, ainsi que celle des rejets radioactifs dans l'environnement, les moniteurs de contrôle pour la protection du personnel exploitant et les systèmes de dosimétrie individuelle ont correctement rempli leurs tâches. Le service de radioprotection de KKL a participé avec succès aux mesures de comparaison entre les services de dosimétrie individuelle organisées chaque année par la Commission fédérale de la protection contre les radiations (CFR) et démontré ainsi qu'il satisfait les exigences relatives à la précision des mesures. Par ailleurs, en application de l'article 46, alinéa 3, de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection, qui limite à cinq ans la durée de validité de l'agrément octroyé à un service de dosimétrie individuelle, l'exploitant de KKL devait soumettre son propre service de dosimétrie individuelle à un examen de vérification par un expert; l'Institut de radiophysique appliquée (IRA, Lausanne), mandaté par la DSN, a constaté que toutes les conditions et obligations étaient satisfaites, ce qui a permis à la DSN de prolonger l'agrément de ce service pour une nouvelle période de cinq ans.

## 4.4 Personnel et organisation

### 4.4.1 Personnel et formation professionnelle

En 1998, un ingénieur du service de piquet et trois opérateurs de réacteur de niveau A ont obtenu leur licence sur la base des examens qu'ils ont réussis. L'effectif total du personnel au bénéfice d'une licence est indiqué au tableau A2 de l'appendice A.

On a complété et terminé la formation et l'entraînement du personnel exploitant dans le simulateur de KKL sur ceux des systèmes qui n'étaient pas modélisés dans le simulateur utilisé antérieurement à Madrid. Par ailleurs, on a organisé, particulièrement à l'intention des remplaçants des chefs de quart, des cours de 10 jours pour exercer le démarrage et la mise à l'arrêt non seulement du réacteur, mais de la centrale dans son ensemble. Durant l'année sous revue, on a pu terminer avec succès pour l'ensemble du personnel exploitant la première phase de formation et d'entraînement dans le simulateur de KKL, commencée en 1996: le niveau de connaissance et le degré d'entraînement sont ainsi les mêmes pour chacun.

Des membres de divers départements ont suivi, à l'école de radioprotection du PSI, des cours de rafraîchissement adaptés à leur niveau d'expérience et à leurs besoins en connaissances relatives à la radioprotection. En prévision de l'arrêt de révision, on a convié les membres du personnel de KKL chargés de tâches de prise en charge et d'accompagnement du personnel externe à une instruction dans les domaines de la sécurité sur les places de travail et de la protection contre l'incendie.

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 au niveau de l'état de la technique, de développer leurs aptitudes pratiques et de contribuer à l'épanouissement de leur personnalité. Il convient de mentionner en particulier les divers séminaires organisés pour les nouveaux membres du personnel ayant des fonctions dirigeantes, ainsi que les séminaires destinés au personnel des équipes de quart axés sur le thème des «presque événements» (near misses).

### 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'effectif total du personnel de KKL comptait à la fin de l'année 1998 418 personnes (406 en 1997).

L'exploitant de KKL a offert à son personnel la possibilité d'une retraite anticipée, offre que plusieurs collaborateurs ont mise à profit. Il a partiellement compensé les vacances qui en sont résultées par l'engagement de quelques personnes.

L'exploitant de KKL et celui de KKB ont constitué un groupe de travail chargé d'analyser les aspects et les procédures de travail dans divers domaines des deux installations afin de déterminer si des synergies, et lesquelles, sont possibles (mise en oeuvre commune de matériels, de personnel et d'équipements) et pourraient donner naissance à une collaboration plus étroite. À titre d'exemple, on peut mentionner l'échange de personnel qualifié pour des travaux dans le domaine de la maintenance. La DSN encourage une telle collaboration car elle encourage l'échange d'expérience.

L'exploitant de KKL a poursuivi tout au long de 1998 ses efforts pour promouvoir la «prise de conscience de la sécurité» parmi les membres de son personnel. Dans le cadre de séminaires appropriés, on inculque à chacun la volonté consciente d'être en toutes circonstances attentif à l'inattendu, même durant les activités routinières. Une telle attitude est, fondamentalement, un moyen efficace pour déceler préventivement des faiblesses possibles et constitue ainsi une barrière supplémentaire relevant de la défense en profondeur dans la conception de la sécurité.

L'exploitant de KKL a poursuivi son programme d'investigation des «presque événements» (near misses) et des erreurs humaines; il a déjà pu en retirer des informations dont il a pu déduire quelques améliorations. Eu égard à l'application de ce programme, la DSN apprécie particulièrement que soit fixé si bas le seuil à partir duquel l'exploitant enregistre les événements pour les analyser. La prise en compte de mesures préventives ou correctives dérivées des connaissances ainsi acquises est une contribution active à la sécurité de la centrale.

## 4.5 État de préparation aux situations d'urgence

L'exploitant de KKL a joué en 1998 un exercice d'urgence dans le domaine de la sûreté<sup>1</sup>, dénommé «LIBERTY», dont la section concernée de l'OFEN a observé le déroulement.

Les objectifs de l'exercice comprenaient la mise à l'épreuve de l'état-major de crise, la vérification de son travail dans des conditions difficiles et en utilisant la documentation préparée applicable à la situation identifiée, ainsi que l'identification des besoins et des capacités (possibilités) des divers services ou personnes impliqués (en particulier la direction des opérations d'urgence à KKL et la police cantonale argovienne) tels que les a fait apparaître l'exemple concret du scénario de l'exercice d'urgence joué.

La section concernée de l'OFEN a conclu que les objectifs de l'exercice d'urgence 1998 dans le domaine de la sûreté avaient été atteints, mais a cependant noté que, à l'avenir, la collaboration avec la police cantonale devait être encore plus intensément exercée.

Lors de l'inspection de l'état de préparation (disponibilité) des moyens de communication de la centrale vers la DSN et d'autres organisations externes nécessaires en situations d'urgence, les représentants de la DSN ont établi que ces moyens étaient prêts à l'engagement.

## 4.6 Déchets radioactifs

Pendant l'année sous revue, les quantités de déchets radioactifs bruts produits sont restées en-dessous des valeurs observées au cours des années précédentes (voir tableau A11). En effet, suite à des modifications de l'installation de purification du condensat, l'exploitant de KKL a pu diminuer la quantité de résines échangeuses d'ions usées issues de l'exploitation de ce système. De plus, grâce à une gestion stricte des déchets lors des travaux de révision, il a aussi considérablement abaissé la quantité de déchets radioactifs solides combustibles et compressibles. Il a en outre con-

<sup>1</sup> 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 aux tout débuts 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.

ditionné 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.

En janvier 1998, la DSN a octroyé en vertu de sa directive HSK-R-14 un permis d'exécution provisoire pour la confection de colis de déchets radioactifs d'un nouveau type résultant du conditionnement de concentrats exempts de résines échangeuses d'ions. L'exploitant de KKL confectionnera, le cas échéant, un nombre limité de colis de ce type aux fins d'examens d'homologation. En juin, la DSN a renouvelé en l'actualisant le permis d'exécution pour les colis contenant les résidus de combustion issus de l'incinération au PSI de déchets combustibles, résidus conditionnés par immobilisation dans du ciment. L'exploitant de KKL dispose ainsi de permis d'exécution actualisés pour tous les colis de déchets radioactifs conditionnés actuellement produits à Leibstadt.

L'exploitant de KKL a entreposé dans plusieurs locaux de la zone contrôlée divers déchets bruts de manière appropriée et sous des conditions approuvées par la DSN en vue d'un traitement ultérieur. Il a poursuivi la mise en stockage régulière des déchets conditionnés dans l'entrepôt prévu à cet effet.

## 4.7 Satisfaction des conditions et obligations imposées à KKL

L'autorisation d'augmenter la puissance thermique nominale du réacteur de KKL, datée du 28 octobre 1998, comportait des conditions et obligations dont la validité s'appliquait déjà à la première étape, limitée à 106%, de l'accroissement. La satisfaction de ces conditions et obligations se présente de la manière suivante:

- La limitation des rejets de substances radioactives dans l'environnement n'a pas subi de modification par rapport à l'autorisation précédente: le programme de surveillance de ces rejets que l'exploitant de KKL a établi et applique reflète l'état de la technique dans ce domaine.
- Les dispositions cohérentes que l'exploitant a prises au cours des années récentes pour diminuer l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants portent leurs fruits:

les valeurs basses des doses collectives et individuelles en témoignent. On s'attend qu'à l'avenir les efforts d'optimisation en matière de radioprotection se poursuivront afin que, même après l'augmentation de puissance de la centrale, les doses accumulées par le personnel restent à un niveau peu élevé.

La DSN a constaté que l'exploitant de KKL a donné une suite satisfaisante aux conditions et obligations à satisfaire avant l'octroi du permis d'exécution autorisant la première étape de l'accroissement de puissance:

- L'évaluation du fonctionnement de l'installation durant l'année précédant l'augmentation de puissance a confirmé que très peu de perturbations, y compris du point de vue du comportement des assemblages combustibles, n'ont influencé l'exploitation.
- On a adapté les spécifications techniques aux nouvelles conditions cadres.
- L'exploitant a communiqué à la DSN toutes les informations sur les modifications aux divers systèmes dans les parties primaire et secondaire de l'installation nécessitées par l'augmentation de puissance, y compris les valeurs des signaux commandant les interventions et les valeurs de consigne de l'instrumentation. Après examen, la DSN a approuvé ces modifications en vue de leur réalisation, puis elle s'est assurée de leur exécution correcte, ainsi que du fonctionnement satisfaisant des systèmes modifiés et de l'exactitude des nouveaux réglages des signaux de commande et des valeurs de consigne.
- L'exploitant a établi un programme de surveillance et d'inspection incluant en particulier le comportement du coeur et celui de

l'ensemble de la centrale, ainsi que les instructions relatives à la préparation, la surveillance et l'évaluation de chacune des étapes d'augmentation de la puissance dans les domaines de la sécurité et de la radioprotection.

L'exploitant de KKL a ainsi satisfait la totalité des conditions et obligations imposées pour la première étape de l'augmentation de la puissance de la centrale nucléaire de Leibstadt.

#### **4.8 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. L'augmentation de la puissance du réacteur a fait l'objet d'une préparation soignée; sa première étape de 6% s'est déroulée conformément aux prévisions. Les deux événements qui ont dû faire l'objet d'une notification et d'un enregistrement à la DSN n'ont eu qu'une signification minimale du point de vue de la sécurité nucléaire et n'ont causé aucune limitation d'exploitation.

Quant à la dose collective annuelle accumulée par le personnel (tant de la centrale que des prestataires extérieurs engagés 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 ce type. 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



Vue aérienne de l'Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen (ZWILAG), actuellement en construction.

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 Würenlingen (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 ac-

cordé les permis d'exécution requis. Dès le début des travaux de construction, la DSN et ses mandataires ont régulièrement inspecté le chantier. Durant l'année sous revue, elle a en particulier porté son attention sur les travaux de montage des systèmes, équipements et composants.

En 1998, les travaux de construction ont progressé conformément au calendrier établi et sans subir de retard. Selon la planification de la ZWILAG, les différentes installations du site devraient être mises en service une à une dans la période 1999–2000.

## 5.2 Préparation de l'avis d'expertise en vue de l'octroi de l'autorisation d'exploiter les installations de traitement de déchets

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 avait introduit la requête relative à l'autorisation de cette exploitation le 15 décembre 1997. Parmi les exigences de la DSN

et de la CSA issues des premiers travaux d'évaluation de cette requête, un certain nombre d'entre elles sont à l'origine de documents complémentaires que la ZWILAG a remis à la DSN au cours de 1998. Les travaux d'évaluation de la DSN à ce sujet, retardés par d'autres activités de l'autorité de surveillance, n'ont pas pu être terminés durant l'année sous revue. Il est prévu qu'ils le seront à la fin du premier semestre 1999, de sorte que l'avis d'expertise sera disponible durant l'été suivant.

### 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 1998 – 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 à Würenlingen et du ZWIBEZ à la centrale nucléaire de Beznau. 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.

La firme BNFL a proposé que, en raison de leur grand volume, les déchets radioactifs de faible et moyenne activités issus du retraitement des combustibles usés restent en Angleterre et que, par compensation, ils soient remplacés auprès des clients par une certaine quantité de déchets hautement radioactifs conditionnés dans du verre. Selon le principe d'équivalence ainsi proposé, aux quelque 2000 m<sup>3</sup> de déchets faiblement et moyennement radioactifs serait substitué un surplus de l'ordre de 15% de déchets hautement radioactifs, ce qui, en volume, correspondrait à environ 6 m<sup>3</sup> supplémentaires. Comme les clients suisses de BNFL désirent donner suite à cette

proposition et ont introduit une requête dans ce sens, les autorités suisses concernées sont amenées à devoir donner des réponses à un certain nombre de questions tant techniques que juridiques et politiques. La DSN a examiné, du point de vue de la sécurité, le principe d'équivalence proposé, ainsi que les effets qu'une telle substitution auraient sur la gestion des déchets radioactifs en Suisse. Il est apparu que la proposition de BNFL de remplacer, dans le cadre du retour des déchets conditionnés aux exploitants suisses, la totalité des déchets faiblement et moyennement radioactifs par des déchets hautement radioactifs vitrifiés présente, du point de vue de la sécurité, des avantages apportés non seulement par une diminution considérable du nombre de transports à exécuter, mais aussi en ce qui concerne les phases ultérieures de la gestion des déchets radioactifs.



Halle de stockage des conteneurs pour déchets de haute activité et assemblages combustibles usés.

Source: ZWILAG, Baden

### 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 pour assemblages combustibles et de deux autres pour déchets vitrifiés provenant du retraitement. En 1998, elle a suivi

le dimensionnement, l'élaboration des plans et la fabrication de conteneurs TE pour assemblages combustibles. L'Association suisse d'inspection technique (ASIT), mandatée par la DSN, a suivi en détail tous les examens de réception.



# 6. Institut Paul-Scherrer (PSI)



*Chantier de construction de la «Source de lumière synchrotron – Suisse» (SLS), un projet majeur de l'Institut Paul-Scherrer*

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-nucléaires, ainsi que de la recherche en matière d'environnement en liaison avec l'énergie. L'Institut Paul-Scherrer est constitué de 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 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 concernant 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, 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

en 1998. Quant au projet majeur du PSI, celui de la source (suisse) de lumière synchrotron (SLS pour Synchrotron-Lichtquelle Schweiz), la DSN a pu, en vertu de la loi fédérale sur la radioprotection et sur la base d'un rapport de sécurité et d'autres documents, octroyer en 1998 l'autorisation de construction et d'exploitation de cette installation. Elle est actuellement en construction. En ce qui concerne les autres installations utilisées pour les applications médicales des radiations, la DSN en a assuré la surveillance conjointement avec l'Office fédéral de la santé publique (OFSP). Conformément à la législation sur la radioprotection, la DSN est autorité de surveillance pour les installations du domaine «Radiopharmacie».

## 6.2 Réacteurs de recherche

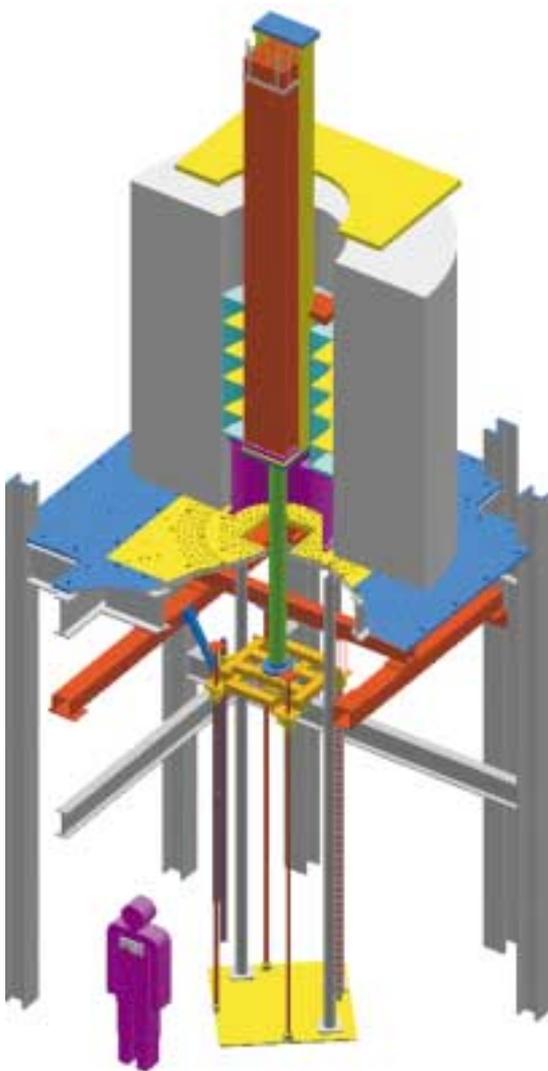
### 6.2.1 PROTEUS

Depuis juin 1996, époque à laquelle on était arrivé, comme prévu, à la fin de l'expérience PROTEUS, simulation d'un réacteur à haute température (expérience HTR-PROTEUS), le réacteur de recherche PROTEUS, qui est une installation nucléaire à puissance nulle, est resté à l'arrêt. Durant cet arrêt, on l'a transformé et reconstruit en vue d'y installer l'expérience «PROTEUS en réacteur à eau légère (LWR-PROTEUS)».

La DSN a octroyé le permis d'exécution relatif à la mise en service et à l'exploitation de l'installation transformée pour l'expérience «PROTEUS en réacteur à eau légère (LWR-PROTEUS)» avec une densité maximale du flux neutronique correspondant à une puissance thermique de 1 kW et y a adjoint des conditions et obligations. Au début de novem-

bre 1998, après qu'il eût satisfait celles des conditions applicables à ce stade, l'exploitant a repris l'exploitation de PROTEUS, tout d'abord au niveau de 1% de la densité maximale admissible du flux neutronique. Durant l'année sous revue, le réacteur a fonctionné durant 551 heures à l'état critique.

À fin 1998, l'effectif du personnel porteur de licences professionnelles et attaché à l'installation PROTEUS se montait à deux physiciens de réacteur, un technicien de réacteur et un opérateur. Trois personnes ont pris part à un cours de perfectionnement pour experts en radioprotection et agents de radioprotection donné par l'École de radioprotection du PSI (voir chapitre 14). L'un des deux physiciens de



*Installation PROTEUS représentée en coupe isométrique dans la configuration choisie pour les expériences sur du combustible nucléaire pour réacteurs à eau légère (LWR-Experimente). On voit au centre le récipient contenant l'assemblage combustible étudié, placé sur une colonne déplaçable verticalement. Ce récipient est entouré d'une zone tampon (Puffer) et de la zone nourricière, source des neutrons thermiques. Les barres de réglage et d'arrêt, ainsi que le système de sécurité du réacteur se trouvent dans le réflecteur radial.*

Source: PSI, Villigen

réacteur a quitté l'équipe d'exploitation de PROTEUS à fin décembre 1998, mais il reste encore à disposition en cas de besoin pour le fonctionnement du réacteur. La formation de son successeur est en cours et devrait se conclure en 1999 par l'examen d'obtention de la licence en présence de la DSN. Ceci devra permettre de retrouver l'effectif réglementaire en personnel porteur de licence professionnelle au sein de l'équipe d'exploitation de PROTEUS.

La transformation et la reconstruction du réacteur de recherche PROTEUS pour passer de l'expérience «PROTEUS, simulation d'un réacteur à haute température (expérience HTR-PROTEUS)» à l'expérience «PROTEUS en réacteur à eau légère (LWR-PROTEUS)» a comporté quatre modifications importantes de la configuration du cœur, à savoir:

- l'augmentation du nombre de barres de commande et d'arrêt, qui passe de quatre à huit;
- la mise en place d'une cuve d'essai mobile destinée à recevoir des assemblages combustibles pour réacteur à eau bouillante d'une longueur de 4.5 mètres, du type de ceux utilisés à la centrale nucléaire de Leibstadt;
- le remplacement de la cuve contenant l'eau lourde dans la zone nourricière;
- le montage des nouveaux circuits d'eau lourde ( $D_2O$ ) et d'eau légère ( $H_2O$ ).

À part cela, on a construit et mis en service un nouveau dispositif de stockage adapté aux assemblages combustibles de KKL ainsi qu'un appareil de gammagraphie.

En 1998, neuf personnes, dont quatre porteurs de licence attachés à l'installation PROTEUS, ont accumulé une dose collective de 1.4 personne-mSv au cours de leurs activités dans cette installation, principalement lors des préparatifs de transport de combustibles nucléaires des types FDWR-MOX (pour des réacteurs à eau pressurisée d'un type perfectionné utilisant des combustibles MOX) et HTR (éléments combustibles de forme sphérique – boulets – des réacteurs à haute température) en vue de la restitution de ces matières fissiles à leurs propriétaires étrangers.

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 («Devoir de notification de l'Institut Paul Scherrer ainsi que des installations nucléaires de la Confédération et des Cantons», révision de juin 1998).

## 6.2.2 SAPHIR

Le réacteur de recherche SAPHIR n'est plus en exploitation et se trouve dans un état d'arrêt permanent depuis 1994. 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. Durant l'année sous revue, on a réaménagé une partie de ces locaux du point de vue de la sûreté (au sens de la protection physique)<sup>1</sup> pour les amener au niveau de l'état actuel de la science et de la technique dans ce domaine.

Conformément à l'intention de la Direction du PSI, qui prévoit à terme de procéder au déclassé complet (c'est-à-dire à la mise hors service définitive et au démantèlement) du réacteur de recherche SAPHIR et des locaux de stockage de combustibles nucléaires, on a poursuivi en 1998 divers travaux préparatoires dans ce sens. En date du 9 décembre 1998, la Direction du PSI a introduit une requête visant à obtenir l'autorisation de procéder à ce déclassé complet de l'installation et l'a accompagnée d'un rapport de sécurité exposant les cinq étapes envisagées pour réaliser le démantèlement complet du réacteur et du bâtiment et, ainsi, atteindre l'état de «pré vert» pour reprendre l'expression imagée de l'allemand «grüne Wiese», c'est-à-dire l'élimination de toutes les structures ayant fait partie de l'installation SAPHIR.

Il faut continuer à garantir qu'un nombre suffisant de personnes qualifiées assurent la surveillance et l'entretien du réacteur mis 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 1998 s'est montée à 0.5 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

Le réacteur de recherche DIORIT, mis hors service en 1977, est désaffecté depuis cette époque. Durant l'année sous revue, le PSI a pu réaliser une nouvelle étape du démantèlement dans le cadre de l'autorisation de déclassé octroyée en 1994: on a procédé au cours de 1998 au démontage, au démantèlement, au débitage et au conditionnement final de plusieurs composants associés à l'ancien cœur du réacteur, notamment l'écran à eau du réacteur et les deux cuves dites «Reaktortank 1» et «Reaktortank 2». Lors de ces opérations de conditionnement, on a procédé au lingotage de 3930 kg d'aluminium dans l'installation destinée au traitement de ce métal en vue de son élimination et qui comprend un four permettant la fonte de déchets d'aluminium et un atelier de démontage «actif» (au sens de la radioprotection) pour le conditionnement final dans des conteneurs en béton. On a pratiquement terminé en 1998 l'installation, au second sous-sol du bâtiment DIORIT, des équipements nécessaires au débitage de ces composants. En 1998, les travaux de démantèlement de l'installation DIORIT ont été à l'origine d'une dose collective de 7.2 personne·mSv accumulée par les sept personnes occupées au démantèlement. Ces travaux 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.

Le bâtiment du DIORIT a fait l'objet d'une rénovation de sa façade, combinée avec le remplacement de toutes les fenêtres de la halle dans laquelle se trouvait le réacteur. Ce bâtiment du DIORIT constitue actuellement une aire de bureaux et d'expérimentation non nucléaire à disposition de 50 personnes appartenant à plusieurs groupes de recherche du PSI.

## 6.3 Accélérateurs, guidage du faisceau protonique et aires expérimentales

La DSN a renouvelé en 1998 l'autorisation relative aux installations d'accélération de particules du PSI, laquelle permet dorénavant non seulement un fonctionnement de routine en régime permanent de l'anneau principal d'accélération à une intensité de 1.5 mA du courant protonique dans le faisceau, mais aussi de courtes périodes à des valeurs plus élevées de ce courant. Dans son autorisation, la DSN a

<sup>1</sup> 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 aux tout débuts 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.

imposé à ce sujet comme condition que les prescriptions d'exploitation pour ce régime élargi soient d'abord établies et mises en vigueur par la Direction du PSI.

Une longue période d'arrêt motivée par les travaux d'amélioration nécessaires dans le secteur des équipements de partage et d'aiguillage du faisceau a marqué l'exploitation de l'accélérateur de protons du PSI en 1998. Durant le second semestre, par contre, les installations d'accélération, dans leur ensemble, ont fonctionné de manière stable. Le cyclotron (énergies variables jusqu'à 70 MeV, construit par Philips) a fonctionné sans dérangements durant environ 5150 heures pour des expériences variées (physique des particules, recherche médicale, radiochimie, recherche sur les matériaux, physique des hautes énergies, développement de détecteurs, astrophysique), d'une part, et comme injecteur pour des expériences nécessitant des protons polarisés à énergie élevée, d'autre part. Quant à l'injecteur II (72 MeV), il a fonctionné pendant 3860 heures, principalement pour alimenter l'anneau principal d'accélération, mais aussi, pour une petite part, afin de satisfaire les besoins de la production de radio-isotopes. Le cyclotron annulaire de 590 MeV, lui, a produit durant 3740 heures un faisceau protonique dont l'intensité a pu atteindre 1.45 mA en moyenne hebdomadaire. On a pu abaisser encore les pertes du faisceau qui constituent l'origine principale du rayonnement diffusé et des activations de matériaux.

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 et nécessitant un enregistrement au sens de la directive HSK-R-25 de la DSN.

Les travaux associés aux diverses installations d'accélération du PSI ont été à l'origine, en 1998, d'une dose collective de 56.8 personne·mSv pour les 158 personnes concernées du PSI (mais sans celles occupées au Laboratoire de radiopharmacie et pour les applications médicales), 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 s'est montée à 4.8 mSv. Pour les quelques 380 expérimentateurs externes venant de Suisse et de l'étranger, la dose collective accumulée en 1998 s'est montée à 18 personne·mSv.



Source de neutrons par spallation SINO avec, au premier plan, des dispositifs expérimentaux. Source: PSI, Villigen

### 6.3.1 Source de neutrons de spallation (SINO)

Durant la longue période d'arrêt de l'accélérateur au premier semestre 1998, on a remplacé le système de contrôle-commande digital de l'installation SINO, remplacement motivé par l'expérience d'exploitation acquise en 1997; les essais de ce nouveau système se sont déroulés avec succès. Au second semestre, on a pu passer au fonctionnement de SINO sans la présence obligatoire de personnel d'exploitation en salle de commande après avoir constaté que les équipements de sécurité destinés à l'alarme et la protection du personnel expérimentateur dans la halle de SINO remplissaient leur fonction, ce que la DSN a vérifié et confirmé en donnant son agrément. On a mis en service une seconde cible («target»), d'un type similaire à la première, mais qui comporte un certain nombre de barreaux expérimentaux faits d'un matériau légèrement différent et, en plus, un dispositif de mesure de température dans plusieurs des barreaux de la cible choisis pour obtenir une vue d'ensemble représentative de la répartition de ces températures. Dès sa mise en service et jusqu'à la fin de l'année, cette seconde cible a absorbé un courant protonique intégré dans le temps de 2 Ah (ampère-heure): aucun effet inattendu ne s'est manifesté. La figure 1 illustre le déroulement de l'exploitation de SINO depuis son redémarrage au milieu de l'année; il sied de remarquer à ce sujet qu'il s'agit du début d'un fonctionnement continu (de routine) d'une installation de recherche complexe, de grande dimension, assimilable à un prototype non commercialisé.

Au cours de 1998, on a pu mettre en service régulier au profit des expérimentateurs les équipements suivants: l'appareillage de diffu-

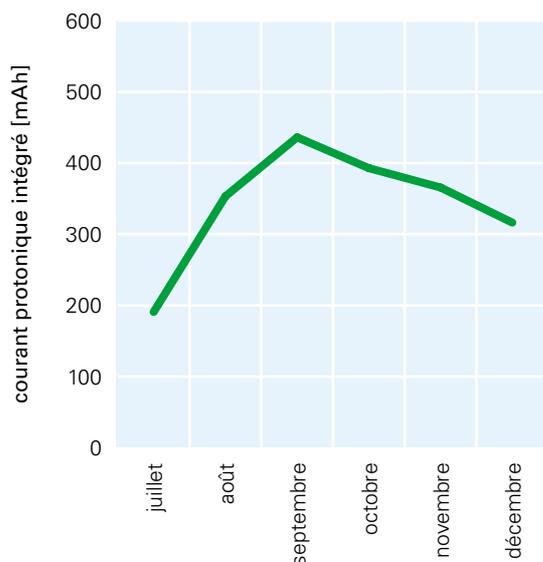


Figure 1:  
Fonctionnement de la source de neutrons de spallation SINOQ du PSI avec le faisceau protonique: valeurs intégrées du courant protonique au cours de l'année 1998.

sion neutronique aux petits angles, le spectromètre à temps de vol pour diffusion quasi-élastique, le diffractomètre à monocristal, ainsi que les équipements d'irradiation (éjecteur à gaz et installation pneumatique de transfert). Encore en construction ou en montage, on peut mentionner un réflectomètre, l'installation de radiographie neutronique et un diffractomètre pour les substances pulvérulentes.

Pour les 36 collaborateurs du PSI affectés à l'exploitation de l'installation SINOQ, la dose collective accumulée en 1998 s'est montée à 1.8 personne·mSv; les 39 expérimentateurs du Laboratoire de diffusion neutronique (LNS) ont, quant à eux, accumulé 2.1 personne·mSv. Durant l'année sous revue, les responsables de l'installation SINOQ n'ont eu à signaler aucun incident ou événement particulier soumis au devoir de notification au sens de la directive HSK-R-25 de la DSN.



Des expérimentateurs du Laboratoire de diffusion neutronique utilisent le faisceau neutronique de SINOQ pour leurs travaux de recherche. Source: PSI, Villigen

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

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 l'autorité 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. En 1998, le nombre de scannographies issues de la tomographie par émission de positrons a sensiblement diminué par rapport à l'année précédente: ce sont principalement les investigations au moyen du radio-isotope F-18 comme marqueur qui sont encore effectuées. On a mis en service en cours d'année l'installation pneumatique de transfert construite pour assurer la rapide mise à disposition des préparations de radionucléides.

Durant 14 semaines répartie sur toute l'année 1998, on a traité 266 patients humains et cinq animaux souffrant de mélanomes oculaires par la radiothérapie au moyen de protons à l'aide de l'installation OPTIS. Le nombre total de patients traités jusqu'à présent au moyen de cette installation a dépassé 2700.

En 1998, on a traité dix personnes par la technique dite «spot scanning» dans l'installation de thérapie par des protons de 200 MeV (GANTRY); dans ce contexte, on a utilisé pour la première fois le dispositif d'orientation et de positionnement du faisceau protonique par rotation cylindrique autour de la table qui porte le patient (dispositif dit «Toprotation»). Les doses thérapeutiques locales appliquées se sont situées entre 30 et 72 CGE (Cobalt Gray Equivalent). Toutes ces thérapies se sont déroulées sans complication et les procédures appliquées ont fait leurs preuves.

En 1998, les quantités d'activités qui sont traitées et préparées sous forme de radio-isotopes au Centre de radiopharmacie (CRP; anciennement Laboratoire de radiopharmacie, LRP) ont augmenté par rapport à celles de l'année précédente. La raison de cette augmentation réside dans les envois d'iode-131 dans le cadre d'une collaboration commerciale en vue du développement d'anticorps portant un marquage radioactif pour les besoins de la radio-immunothérapie. Pour le reste, le CRP a produit des radio-isotopes pour ses propres recherches ainsi que pour les besoins domestiques du PSI, essentiellement les applications

du programme PET, et il a conditionné des radio-isotopes achetés à l'extérieur.

La dose collective accumulée en 1998 par le personnel des différentes installations du Centre de radiopharmacie et lors des applications médicales (112 personnes concernées) a été de 32.1 personne·mSv. La dose individuelle maximale enregistrée s'est montée à 8.3 mSv. Durant l'année sous revue, il ne s'est produit aucun événement soumis au devoir de notification et nécessitant un enregistrement au sens de la directive HSK-R-25 de la DSN, ni au CRP, 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. On y assure également d'importantes activités de service, en particulier pour des investigations importantes du point de vue de la sécurité sur des matériaux constitutifs de composants et de structures des centrales nucléaires et sur des assemblages combustibles, mais aussi pour préparer des sources radioactives pour les besoins industriels et médicaux. Cette installation du PSI est équipée pour y travailler sur toutes les sortes de substances radioactives (combustibles nucléaires et matériaux actifs). En 1998, à part les activités de routine dans ces domaines, le PSI a consacré des efforts importants à la préparation d'un projet majeur de rééquipement du Laboratoire chaud qu'il devra réaliser au cours des prochaines années pour satisfaire aux exigences de la DSN en ce qui concerne l'amélioration et la mise à niveau de la sécurité dans le complexe que constitue les bâtiments du Laboratoire chaud.

On a conditionné en plusieurs campagnes des quantités considérables de déchets radioactifs provenant avant tout des travaux du Laboratoire chaud lui-même (voir les sous-chapitres 6.5.2 et 6.5.3).

En 1998, aucun événement particulier ne s'est produit au Laboratoire chaud qui aurait dû faire l'objet d'une notification à la DSN au sens de la directive HSK-R-25. Les 71 membres du personnel du Laboratoire chaud soumis à la surveillance dosimétrique ont accumulé durant l'année sous revue une dose collective de 41.0 personne·mSv, la dose individuelle la plus élevée ayant atteint 4.1 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.

### **6.5.1 Procédure d'octroi des permis d'exécution**

Sur la base des spécifications établies par le PSI et de l'opinion favorable de la CEDRA en ce qui concerne leur aptitude au stockage final, la DSN a octroyé en juillet 1998 le permis d'exécution autorisant le conditionnement préliminaire des éléments du réflecteur en béryllium du réacteur de recherche SAPHIR. La DSN a également donné son agrément à la documentation établie a posteriori de divers colis de déchets pressés provenant du Laboratoire chaud, mais que le PSI a cessé de produire. Le PSI a en outre établi en cours d'année les spécifications pour un autre type de colis de déchets que l'on continue de confectionner au Laboratoire chaud; ces spécifications font l'objet d'évaluations tant à la DSN qu'à la CEDRA.

Le PSI a obtenu jusqu'à présent le permis d'exécution selon la directive HSK-R-14 de la DSN pour huit des onze types de colis de déchets actuellement produits. La spécification de l'un de ces types de colis de déchets fait l'objet d'évaluations tant à la DSN qu'à la CEDRA. Par ailleurs, le PSI a remis pour examen la spécification d'un type de colis de déchets qu'il envisage de confectionner à l'avenir.

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

La station d'incinération, attenante à l'atelier de traitement des déchets, a fonctionné en 1998 pendant 142 jours, répartis entre les deux campagnes d'incinération No. 38 et 39, au cours desquels au total 59 tonnes de déchets radioactifs provenant des centrales nucléaires suisses, du PSI et de l'OFSP ont été brûlés. Cette station a parfaitement fonctionné durant l'année sous revue et, par comparaison avec l'année précédente, son exploitation s'est améliorée. Grâce à la mise en pratique du nouveau système d'assurance de la qualité, les «fournisseurs» de déchets ont procédé à un triage plus efficace. C'est ainsi que l'on a pu

effectivement diminuer les quantités de substances indésirables introduites dans le four d'incinération dont les gaz de combustions, les aérosols et les poussières qui en résultent provoquent l'engorgement des filtres céramiques. Les dommages que l'on avait constatés antérieurement sur les paliers des soufflantes des gaz de combustion ne se sont pas reproduits en 1998, ce qui a permis d'augmenter à la fois la disponibilité en temps et la quantité de déchets incinérés. Les écrans appropriés mis en place autour du four se sont révélés efficaces pour maintenir basse la dose collective au personnel chargé de l'introduction des déchets dans le four.

On a conditionné les résidus de combustion (cendres) et les bougies filtrantes en céramique provenant de l'épuration des gaz de combustion par enrobage dans un mortier de ciment; il en est résulté 52 colis de déchets conformes au type homologué correspondant que l'on a renvoyés aux centrales en proportion du volume des déchets livrés. Par ailleurs, avec l'octroi par la DSN d'un nouveau permis d'exécution, on a pu reprendre en 1998 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: on a ainsi traité et réduit en cendres une partie de ces déchets MIR, soit environ une tonne de déchets bruts.

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. C'est, par exemple, dans cet atelier que, régulièrement et conformément aux spécifications, l'on enrobe dans un mortier de ciment les résidus issus de l'incinération. L'une des activités principales de cet atelier en 1998 a consisté à trier, à compacter et à conditionner dans du ciment les déchets MIR accumulés lors des campagnes de ramassage de l'OFSP depuis 1994. La DSN a renouvelé le permis d'exécution concernant le conditionnement de ces déchets après qu'elle se fut assurée que le PSI avait effectivement satisfait les conditions nécessaires, notamment le raccordement de la gaine de sortie de la ventilation de cet atelier à la cheminée principale du site «Est» du PSI, une surveillance radiologique sans faille, ainsi que les conditions et obligations attachées à la nouvelle autorisation relative au rejets de substances radioactives dans l'environnement. Durant l'année sous revue, le PSI a traité 338 fûts de déchets MIR remis par l'OFSP et en conditionné le contenu dans 248 fûts aptes au stockage final; en fin d'année, il restait encore 123 fûts de déchets MIR à traiter.

Durant l'année sous revue, le traitement des déchets à la station d'incinération et à l'atelier de traitement des déchets du PSI a occasionné une dose collective de 24.1 personne-mSv répartie entre 13 personnes, la dose individuelle la plus élevée atteignant 3.4 mSv.

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

Depuis 1994 et jusqu'à fin 1998, on a procédé au Laboratoire chaud (Hotlabor) au conditionnement de déchets liquides contenant au total 174 g de plutonium en les solidifiant dans un mortier de ciment au moyen du procédé FIXBOX. Ces opérations ont conduit à la production de 2892 colis d'une capacité d'un litre et 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; leur conditionnement en vue du stockage final est prévu pour la fin de 1999. Les 2 personnes occupées à ces travaux de 1994 à fin 1998 ont accumulé durant ces années une dose collective de 13 personne-mSv. Les responsables du Laboratoire chaud ont déjà pris les mesures préparatoires pour assurer, en 1999, l'immobilisation et la solidification des déchets plutonifères liquides contenant une proportion élevée de nucléides  $\beta$  et  $\gamma$  dans l'installation FIXBOX.

On a poursuivi la campagne, commencée en 1997, de compactage des déchets de combustibles nucléaires de forte activité  $\alpha$ ,  $\beta$  et  $\gamma$ . Cependant, en raison de la réparation, devenue nécessaire, du pont roulant installé dans la cellule chaude aménagée pour ces travaux, il a fallu interrompre le compactage durant plusieurs mois. Néanmoins, on a pu compacter, avant la fin de l'année 1998, tous les déchets accumulés. On a placé la plupart des blocs issus du compactage dans des récipients en acier qui vont rester entreposés au Laboratoire chaud jusqu'à leur conditionnement en vue du stockage final.

Conformément au programme de démantèlement du réacteur DIORIT, on a fondu les déchets d'aluminium radioactif, opérations dont il est résulté des lingots que l'on a noyés dans du ciment à l'intérieur de trois conteneurs de type KC-T12 (d'une masse de 16 tonnes avec des parois de 12 cm d'épaisseur) en conformité avec l'agrément de la DSN pour ce type de colis. Le PSI a en outre déjà réalisé un nombre de mesures préparatoires pour continuer le démantèlement, notamment par le débitage de diverses structures du réacteur DIORIT: les fragments d'acier, de fonte de fer, de graphite et de béton qui en résulteront seront aussi enrobés dans du ciment à l'intérieur de conteneurs de type KC-T12.

#### **6.5.4 Aire Ouest du PSI**

Le PSI a débité à l'aide d'équipements télécommandés les parties démontées issues de la transformation et de la reconstruction de la cible dite E et a emballé les fragments dans deux conteneurs de type KC-T12. Ces derniers seront déposés sur la place de stockage temporaire de l'aire Ouest du PSI.

#### **6.5.5 Libération de matériaux**

Durant l'année 1998, le PSI a sorti des zones contrôlées des matériaux libres d'activation et de contamination avec une masse totale de 86.9 tonnes, dont 19.1 tonnes d'acier, 23.4 tonnes de plomb et 27.0 tonnes de béton 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 en fûts de 200 litres l'a jusqu'à présent rempli au tiers de sa capacité volumique nominale. À fin 1998, on y avait entreposé 3677 fûts standard de 200 litres conditionnés et empaquetés par lots de neuf dans des harasses, ainsi que 24 conteneurs de 4.5 m<sup>3</sup> chacun, remplis de déchets solides non-conditionnés provenant de l'aire «Ouest» du PSI.

Le PSI a établi en 1998 une version révisée du rapport de sécurité de l'Entrepôt fédéral de déchets radioactifs (BZL) et l'a remise à la DSN en décembre. Celle-ci l'examinera et rédigera un avis à son sujet.

#### **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 (déchets MIR collectés durant les campagnes de ramassage de 1994 à 1998 de l'OFSP) sont entreposés dans les halles de

stockage A et B jusqu'à leur traitement: à la fin de 1998, ces déchets occupaient 123 fûts de déchets de diverses capacités. À cette même date, on recensait 238 colis de déchets divers ainsi que 6 m<sup>3</sup> de matériaux encombrants dans la halle C, tandis que, sur la place de stockage, on comptait 136 colis de déchets conditionnés par enrobage dans du mortier de ciment dans des fûts standardisés de 200 litres. En 1998, on a transféré 74 de ces colis placés dans des harasses spécialement préparées dans la halle C.

#### **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 mise 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, deux conteneurs de grosse capacité et neuf conteneurs de petite capacité remplis de composants non conditionnés. À fin 1998, trois conteneurs de grosse capacité et 23 conteneurs de petite capacité étaient déposés sur cette place de stockage.

### **6.7 État de préparation aux situations d'urgence**

En 1998, on a joué deux exercices d'urgence au PSI, celui de 1997 (dénommé ORAWILA) que l'on avait dû retarder et celui de 1998 (dénommé Eva im Ost). La DSN a observé les deux exercices.

L'exercice d'urgence «ORAWILA», initialement prévu en 1997 et retardé avec l'accord de la DSN, a eu lieu en mars 1998.

Ses objectifs étaient la vérification et la mise en oeuvre de la nouvelle conception de l'organisation d'urgence du PSI incluant l'engagement de l'état-major d'urgence, de la partie du personnel concerné par le scénario, des organisations d'alarme et du service de lutte contre le feu du PSI renforcé par des corps de sapeurs-pompiers de l'extérieur.

Le scénario supposait que, pendant les activités en cours dans les laboratoires de la production d'isotopes sur l'aire «Ouest» du PSI, un feu couvant s'était déclaré dans une cellule chaude et s'était trouvé à l'origine d'un dégagement de fumées et d'un relâchement de substances radioactives.

La DSN a constaté que les divers organes de l'organisation d'urgence du PSI ont accompli du bon travail. La nouvelle conception s'est avérée adéquate: en situation d'urgence, elle permet une réaction rapide et efficace de ces organes, préalablement instruits à leurs fonc-

tions. La DSN est de l'avis que l'on a atteint les objectifs de l'exercice. Elle a cependant noté des possibilités d'amélioration, notamment en ce qui concerne la documentation mise à disposition du service du feu (plans des bâtiments, informations concernant l'admissibilité et les conséquences de mesures telles que la coupure voulue de l'alimentation électrique des bâtiments). Elle a aussi invité la Direction du PSI à vérifier les caractéristiques relevant de la protection contre l'incendie dans les domaines de travail dits A et B (selon l'ORaP) des bâtiments impliqués dans le scénario de l'exercice et, le cas échéant, de les rééquiper pour satisfaire à la législation applicable. La DSN a de même enjoint la Direction du PSI à établir rapidement sous forme définitive les aide-mémoire pour l'engagement encore dans un état provisoire lors de l'exercice.

En novembre de l'année sous revue, on a joué l'exercice d'urgence 1998 du PSI, dit «Eva im Ost».

Ses objectifs étaient la vérification et la mise en oeuvre du plan d'évacuation des bâtiments de l'aire «Est» du PSI inclus dans l'exercice en tenant compte des aspects de la radioprotection. La DSN a simultanément inspecté les préparatifs logistiques du service d'ordre du PSI, le comportement du personnel et la prise en charge des personnes évacuées, ainsi que la collaboration avec les renforts venus de l'extérieur.

Le scénario choisi supposait qu'un incendie s'était déclaré dans le bâtiment abritant les installations d'alimentation électrique et thermique (Kraft- und Wärmезentrale) de l'aire «Est» du PSI au cours de travaux d'entretien, qu'il avait entraîné une perte totale de l'alimentation électrique et que plusieurs personnes avaient été blessées.

La DSN est de l'avis que les personnes concernées par l'exercice ont correctement maîtrisé la situation et que la plupart des objectifs ont été atteints. Elle a cependant constaté que le PSI pourrait améliorer les conditions d'évacuation sous le contrôle des équipes de radioprotection (il s'agissait du Laboratoire chaud, dont la ventilation avait propulsé des fumées de l'incendie à l'intérieur des locaux et dont l'alimentation électrique avait été interrompue, d'où la nécessité d'évacuer son personnel).

## 6.8 Événements particuliers

Depuis sa création en 1988 par la fusion de l'IFR et du SIN, 1998 est la première année durant laquelle les activités en cours au PSI se sont déroulées sans aucun incident ou événement particulier soumis au devoir de notifica-

tion et nécessitant un enregistrement au sens de la directive HSK-R-25 de la DSN.

## 6.9 Protection contre les radiations

Durant l'année sous revue, la dose collective accumulée par le personnel pour l'ensemble de ses activités au PSI a atteint 239.5 personne·mSv (1997: 351 personne·mSv), avec 147.4 personne·mSv accumulé sur le site «Ouest» et 92.1 personne·mSv sur le site «Est». La dose individuelle la plus élevée que l'on a enregistrée se monte à 8.3 mSv (1997: 7.4 mSv). Comme en 1997, on n'a pas exécuté, en 1998, de travaux impliquant des activités dans des champs de radiations intenses.

Au cours de leurs activités, les équipes de radioprotection de la division «radioprotection et gestion des déchets radioactifs» ont accumulé en 1998 une dose collective de 10.3 personne·mSv (en 1997: 18.3 personne·mSv). Les sous-chapitres 6.2 à 6.5, ainsi que les tableaux A5 à A10 et la figure A6 de l'appendice A renseignent plus précisément sur les valeurs des doses spécifiquement associées aux diverses installations.

L'autorisation accordée au PSI pour régler ses rejets de substances radioactives et le rayonnement direct qu'il émet, ainsi que son règlement de surveillance radiologique ont fait l'objet d'une révision. Les nouvelles versions sont en vigueur depuis le 1<sup>er</sup> janvier 1998. Les conditions et obligations qui y sont attachées s'appuient sur l'ordonnance fédérale sur la radioprotection de 1994 et alloue au PSI une valeur directrice de dose liée à la source de 0.3 mSv par année pour l'ensemble du site et, en ce qui concerne les rejets de substances radioactives à partir de ses diverses installations, un contingent de 0.2 mSv par an. Le tableau A4a donne les valeurs de rejets de chaque installation en 1998, ainsi que les doses (calculées) qui en résultent pour les individus du groupe le plus exposé des personnes de la population dans le voisinage du site du PSI. On a déterminé ces doses en appliquant les méthodes exposées dans la directive HSK-R-41 de la DSN et en admettant pour le calcul les circonstances les plus défavorables. Il apparaît ainsi que, en 1998 et pour l'ensemble du PSI, ces rejets ont été à l'origine d'une dose annuelle maximale de l'ordre de 0.003 mSv pour les enfants en bas âge et de 0.004 mSv pour les adultes. Les prescriptions concernant la protection de la population sont ainsi respectés.

Par ailleurs, en application de l'article 46, alinéa 3, de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection, qui limite à cinq ans la durée de

validité de l'agrément octroyé à un service de dosimétrie individuelle, le PSI devait soumettre son propre service de dosimétrie individuelle à un examen de vérification par un expert; l'Institut de radiophysique appliquée (IRA, Lausanne), mandaté par la DSN, a constaté que toutes les conditions et obligations étaient satisfaites, ce qui a permis à la DSN d'octroyer, dès le début de 1999, un nouvel agrément de ce service pour une période de cinq ans.

## 6.10 Personnel et organisation

Parmi le personnel attaché à l'exploitation du réacteur de recherche PROTEUS, le seul réacteur nucléaire encore en fonctionnement au PSI, l'effectif en spécialistes au bénéfice de licences professionnelles fluctue autour de la limite inférieure de l'effectif prescrit. À fin 1998, on comptait deux physiciens de réacteur, un technicien de réacteur et un opérateur. Un physicien de réacteur terminait sa formation et devrait passer l'examen d'obtention de la licence professionnelle en présence de la DSN en 1999.

Après la création, par décision directoriale du PSI en 1997, de 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», création que la DSN avait approuvée, la Direction du PSI a décidé en 1998, cette fois sans l'accord de la DSN, de transférer cette division ASE du secteur de la recherche en sciences biologiques au domaine nouvellement créé et dénommé «Logistique et Marketing». Cette modification de l'organisation du PSI, qui concerne en particulier les aspects et les intérêts de la radioprotection opérationnelle, n'a pas obtenu l'aval de la DSN. Celle-ci estime que, en raison de la signification et du rôle de cette division «radioprotection et gestion des déchets radioactifs» (ASE), il aurait été plus judicieux de la subordonner directement à la Direction du PSI. Dans le cadre de ses activités de haute surveillance, la DSN devra vérifier particulièrement si, dans ce nouvel encadrement, il reste suffisamment d'autonomie et d'autorité à l'organisation de radioprotection du PSI pour lui permettre d'imposer les mesures nécessaires pour assurer que, à l'avenir aussi, les objectifs de protection du personnel et de l'environnement puissent encore être atteints.

Au sein de cette division ASE, la situation en ce qui concerne le personnel n'est pas satisfaisante: l'effectif en spécialistes de la radioprotection est insuffisant; la DSN a déjà signalé

des cas de saturation du service de radioprotection et elle s'attend que la Direction du PSI remédie promptement à cette situation en renforçant l'effectif en personnel spécialisé. Dans le secteur des activités relatives à la gestion des déchets radioactifs aussi, la DSN estime qu'il existe déjà des goulets d'étranglements dus au manque de personnel, situation qui va encore s'aggraver en 1999, lorsqu'une partie du personnel de la ZWILAG qui, à l'échéance du contrat en vigueur, ne sera plus disponible pour des travaux au profit du PSI. La DSN entend imposer à ce sujet la règle de base selon laquelle des travaux à l'origine de la production de déchets radioactifs ne peuvent être entrepris que lorsque les besoins en matériel et en personnel nécessaires pour assurer le traitement, le conditionnement et le stockage temporaire de ces déchets sont effectivement satisfaits.

Dans le cadre de la réorganisation d'octobre 1998, la Direction du PSI a regroupé en un domaine «Grandes installations de recherche» les divisions «Accélérateurs de protons», «Installations d'expérimentation» et «Source de neutrons de spallation», ainsi que les services techniques directement nécessaires à leur fonctionnement. La DSN attend de ce regroupement une collaboration plus étroite des responsables de ces installations.

## 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 constaté avec satisfaction que, en 1998, aucun événement soumis à notification ne s'est produit au PSI, ce qui est une première depuis sa création en 1988 par la fusion de l'IFR et du SIN. Elle reste néanmoins 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 que des responsables locaux des installations et 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. Or, la DSN n'est pas convaincue que cela soit vécu avec conviction partout au PSI.

En raison de la pénurie de personnel et de moyens dans les unités d'organisation importantes pour la sécurité et en conséquence de leur nouvelle subordination au domaine «Logistique et Marketing» nouvellement créé dans l'organigramme du PSI, on est au seuil d'une dévaluation de la radioprotection, ce que la DSN ne saurait accepter. C'est d'ailleurs la raison pour laquelle la DSN a inclus dans les autorisations et les permis d'exécution octroyés pour la réalisation de projets des conditions et obligations strictes en ce qui concerne les aspects de radioprotection et de gestion des déchets radioactifs et qu'elle continuera à le faire.



# 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). En outre, l'École d'opérateurs de réacteurs du PSI (voir sous-chapitre 14.1) a utilisé cette installation pour des travaux pratiques sur la cinétique des réacteurs. CROCUS a fonctionné en 1998 pendant 390 heures durant lesquelles l'énergie thermique dégagée s'est montée à 166 Wh.

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 1998.

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 («Devoir de notification», révision de juin 1998) n'a perturbé ni la marche de ces installations, ni l'utilisation des locaux du type B du Laboratoire de l'IGA. Une partie de la zone contrôlée (halle IFUAS), qui n'est dorénavant utilisée que pour des expériences exemptes de toutes applications de rayonnements ionisants, a pu être déclassée et son accès est désormais libre de toute contrainte radiologique. La dose collective accumulée par les 10 personnes qui ont travaillé en 1998 avec les installations de l'Institut s'est montée à 0.4 personne·mSv. Les rejets de substances radioactives dans l'environnement par les voies de la ventilation et des eaux usées, tritium compris, sont, en 1998 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. À part son utilisation pour les besoins internes de l'Université, le réacteur a servi à des irradiations pour le compte du Laboratoire cantonal de Bâle-Ville. 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 14.1) et l'École Technique Supérieure de Windisch (HTL Brugg-Windisch) ont déplacé de Würenlingen à Bâle leurs travaux pratiques sur un réacteur. De plus, des collaborateurs du Laboratoire cantonal de Bâle-Campagne ont suivi un cours de formation qui incluait l'exploitation du réacteur. Pour toutes ces activités, la durée de fonctionnement de ce réacteur s'est montée, en 1998, à la valeur de 46.3 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 1%.

L'installation de l'Université de Bâle a fonctionné en 1998 sans perturbations et sans événements soumis à notification selon la directive HSK-R-25 de la DSN («Devoir de notification», révision de juin 1998). La dose collective accumulée durant l'année sous revue par les quatre collaborateurs du personnel de l'Institut chargés de l'exploitation du réacteur n'est pas sortie du domaine «zéro personne·mSv».

## 7.3 Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL)

Suite à la décision de déclassement du site de l'ancienne Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL) prise par le Conseil fédéral le 12 avril 1995, l'État de Vaud est devenu propriétaire de la parcelle principale déclassée de ce site et il y a construit et aménagé dans les ouvrages souterrains accessibles (ancienne caverne des machines et galerie d'accès), ainsi

que dans les bâtiments extérieurs, son « Dépôt et abri de biens culturels » (DABC), inauguré en octobre 1997. 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.

Depuis cette décision de déclassement, seule la petite parcelle dite « des conteneurs », c'est-à-dire la place d'entreposage des six conteneurs enveloppant certaines structures de l'ancien réacteur qui sont des déchets radioactifs, constitue encore une zone contrôlée d'une installation nucléaire au sens de la LEA, dont la Société nationale pour l'encouragement de la technique atomique industrielle (SNA) reste provisoirement propriétaire et responsable et dont la surveillance incombe à la DSN. Elle est située à l'extérieur des ouvrages souterrains et constitue un îlot dans la parcelle principale déclassée. 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 et proche de la mise en service; voir chapitre 5), 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 eu 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 0.9 mSv, reçue lors de contrôles périodiques des conteneurs.

# 8. Stockage final des déchets radioactifs

## 8.1 Dépôt final du Wellenberg pour déchets faiblement et moyennement radioactifs

Entamée depuis le 29 juin 1994, la procédure pour obtenir l'autorisation générale en vue de l'établissement d'un dépôt final de déchets faiblement et moyennement radioactifs (DFMA) sur le site du Wellenberg dans le canton de Nidwald est suspendue depuis le 4 juin 1997 sur décision du Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (DETEC). La réalisation de ce projet est bloquée depuis 1995 par le refus du canton de Nidwald d'accorder au maître d'œuvre du projet et requérante, la Coopérative du Wellenberg pour la gestion des déchets radioactifs (GNW), la concession nécessaire à l'utilisation du sous-sol nidwaldien. La DSN, dans son avis d'expertise de mai 1996, avait de son côté conclu que, selon toutes prévisions en ce qui concerne la sécurité en se basant sur les connaissances disponibles et acquises, le site du Wellenberg est apte au stockage final de déchets radioactifs tout en garantissant la protection de l'humain et de l'environnement. Mais elle y avait aussi souligné la nécessité de vérifier et de confirmer ces conclusions favorables sur la base de données et de conclusions qui ne peuvent être tirées que d'une exploration de la roche d'accueil au moyen d'une galerie de sondage dont il faudra bien disposer dans ce but. Il convient encore de noter que la mise en évidence de résultats favorables issus des investigations dans une telle galerie de sondage est une condition sine qua non à la reprise de la procédure pour obtenir l'autorisation générale en vue de l'établissement d'un dépôt final.

En 1997, l'Office fédéral de l'énergie (OFEN), agissant sur mandat du DETEC, instituait des groupes de travail «Wellenberg» associant la Confédération et les deux cantons de Nidwald et d'Obwald pour apporter des réponses motivées à un certain nombre de questions bien définies concernant le projet de la GNW. Il s'est agi d'un groupe «Technique» et d'un groupe «Économie publique», tous deux apportant – chacun dans sa perspective – des réponses aux questions posées, ainsi que d'un Co-



*Un bel exemplaire de l'ammonite «Leioceras opalinus» (qui a donné son nom à la roche dite «argiles à opalinus») découvert à une profondeur de 652 m. Ce fossile est vieux de 179 millions d'années et provient du forage exploratoire de la CEDRA à Benken (ZH).*

Source: Comet, Zurich; CEDRA, Wettingen.

mité directeur politique commun, lequel a finalement rendu publics les rapports finals de ces groupes de travail en date du 17 septembre 1998. Le Groupe Technique, dans lequel était représentée la DSN, a confirmé l'adéquation, prévisible à ce stade, du site du Wellenberg pour l'établissement d'un dépôt final de déchets faiblement et moyennement radioactifs (DFMA), mais il a aussi recommandé que l'on répartisse en plusieurs étapes les investigations encore nécessaires. La première étape devrait comporter la construction d'une galerie de sondage permettant d'avoir accès à la roche d'accueil en vue d'une exploration de celle-ci. Et ce n'est qu'après la mise à disposition des résultats de cette exploration à partir de la galerie de sondage qu'une décision concernant l'établissement d'un dépôt final devrait être prise. Le groupe Technique a en outre pris connaissance, en les approuvant, des amendements apportés par la GNW à son projet dans le but de (mieux) tenir compte des exigences de certains milieux, exprimées aujourd'hui de façon plus ferme, de prendre en compte les possibilités de ressortir les déchets du dépôt («récupérabilité»), ainsi que de maintenir ouvert l'accès au dépôt pour l'inspection et le contrôle des déchets («contrôlabilité»). Quant au groupe «Économie publique», il a conclu à un effet globalement favorable de la construc-

tion et de l'exploitation d'un dépôt final sur la région, mais il propose une nouvelle clé de répartition des indemnités payées pour des prestations à l'économie communautaire.

Les amendements et ajustements que la GNW a finalement apportés à son projet ont fait l'objet de commentaires et d'explications présentés dans le rapport technique NTB 98-04 publié par la CEDRA en octobre 1998.

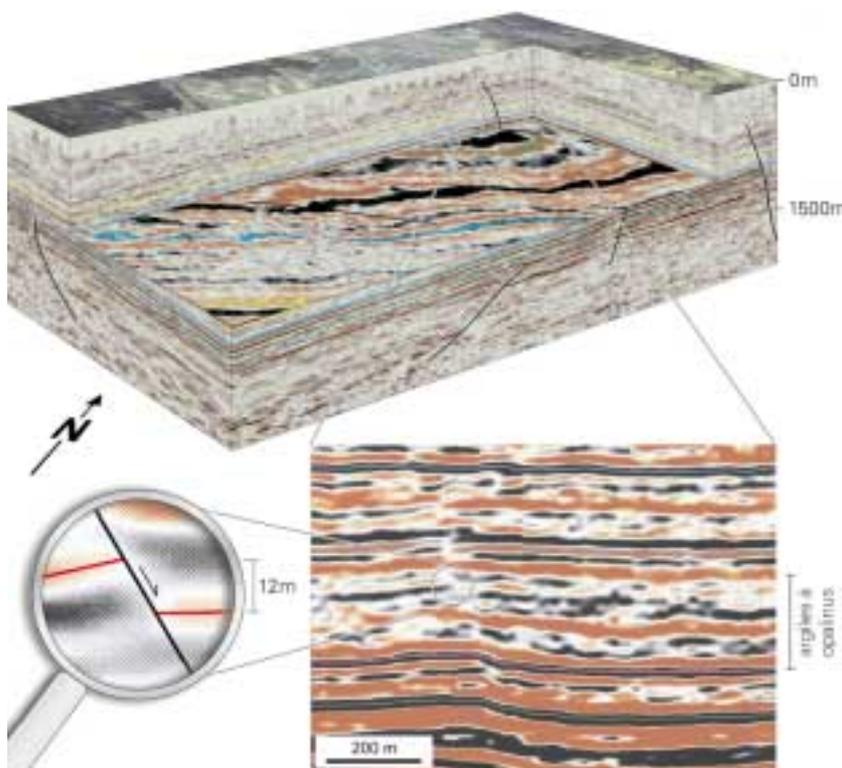
## 8.2 Déchets de haute activité: Mesures préparatoires à l'établissement d'un dépôt final

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», la CEDRA continue les travaux de recherche nécessaires pour compléter la preuve finale 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.

Au sujet du forage exploratoire de Riniken, la CEDRA, ayant terminé son programme d'investigation et de mesure sur ce site, l'a comblé durant les mois de janvier et février 1998. La DSN a suivi ces travaux et elle a pu se convaincre que ce comblement s'est déroulé sans

problèmes techniques et conformément aux prescriptions établies et imposées à ce sujet dans le permis d'exécution octroyé en 1997. En décembre 1998, la commission de surveillance du site de forage de Riniken a tenu sa dernière séance au cours de laquelle elle a approuvé son rapport final concernant le comblement du forage; elle a ainsi terminé ses travaux. En ce qui concerne les forages exploratoires de Schafisheim (AG) et de Siblingen (SH), que l'on a comblés en 1997, les commissions de surveillance de ces deux sites de forage ont rédigé les rapports finaux correspondants et elles les approuveront formellement en 1999. Pour ces deux sites, les travaux de comblement des forages que la CEDRA a conduits se sont également déroulés sans problèmes. Quant aux quatre autres forages dans le cristallin encore en service, la CEDRA continue ses observations à long terme, au moins tant que les systèmes de mesure continuent de fonctionner. En octobre 1998, les quatre commissions de surveillance de ces sites ont tenu leur réunion annuelle commune sous la conduite de la DSN.

Ayant pris connaissance du fait que le site de Leuggern/Böttstein n'est plus considéré comme prioritaire, le Conseil fédéral a décidé en date du 11 février 1998 de répondre favorablement à la requête de la CEDRA demandant de suspendre la procédure d'autorisation des forages exploratoires sur ce site. En ce qui concerne la région du Vallon de la Mettau (Mettauertal, AG), la CEDRA, après avoir terminé ses travaux in situ et procédé à l'évalua-



Description de la répartition spatiale des couches rocheuses dans le sous-sol du «Zürcher Weinland» obtenue à partir de relevés sismiques tridimensionnels. La coupe montre la faille la plus marquante de la région d'investigation, avec un déplacement de la roche d'accueil (argiles à opalinus) de l'ordre de 12 m. Source: CEDRA, Wettingen.

tion des résultats obtenus, a conclu que, pour le moment, il n'était pas utile de poursuivre les investigations et elle a décidé de ne pas introduire de requêtes pour des forages exploratoires dans cette région. Elle va donc à court terme porter son effort principal sur les travaux d'exploration des argiles à opalinus dans la région zurichoise dite «Zürcher Weinland».

Durant le printemps 1998, la CEDRA a pu commencer l'installation de la place de forage sur le site de Benken (ZH) après que l'autorisation de construction fut enfin reconnue juridiquement valable. Les travaux de forage eux-mêmes ont commencé le 3 septembre 1998 et ont progressé conformément au programme; à la fin de l'année, le forage avait atteint la profondeur de 623 mètres au sein de la roche d'accueil (argile à opalinus). La DSN a suivi du point de vue scientifique ces travaux préparatoires. Dans le but de coordonner les activités de surveillance des diverses autorités concernées, le Conseil fédéral a institué une commission de coordination dont il a confié la présidence à la DSN. Cette commission a tenu quatre séances durant l'année sous revue.

La CEDRA a poursuivi assidûment ses travaux d'interprétation géologique des enregistrements des réflexions sismiques à trois dimensions dans la région du Weinland zurichois. Les résultats de ces investigations sont d'une qualité exemplaire et permettent une caractérisation géologique détaillée de la région étudiée.

Dans les laboratoires souterrains établis au sein des roches d'accueil potentielles, les investigations se sont poursuivies selon les programmes établis. Dans celui du Grimsel, où la roche cristalline fait l'objet de nombreux essais, on a entrepris huit nouvelles expériences prévues dans la phase 5 des investigations. Douze partenaires venant de huit pays y contribuent. Afin de réaliser l'essai de migration des gaz au travers du système des barrières techniques (essai «GMT», pour Gas Migration Test in the Engineered Barrier System), on a creusé une nouvelle caverne. La DSN a suivi les travaux de la CEDRA et conduit des inspections sur place.

Dans le laboratoire souterrain du Mont-Terri (situé près de St-Ursanne dans le canton du Jura), que l'on a établi dans l'argile à opalinus, la phase 3 du programme d'investigation a suivi son cours, tandis que l'on a commencé à préparer les expériences de la phase 4. Au début de l'année, le creusement des nouvelles galeries de sondage, accompagné de nombreuses expériences, a constitué la partie principale des travaux. En relation avec les nouvelles expériences prévues, on a procédé à 36 forages dans l'argile à opalinus. La DSN a également suivi les travaux de la CEDRA au Mont-Terri. On a présenté ces nouvelles galeries de sondage au public le 17 septembre 1998.



# 9. Transport de matières radioactives



*Après son chargement sur le wagon de chemin de fer, le conteneur de transport pour assemblages combustibles irradiés fait encore une fois l'objet d'une mesure précise du rayonnement dûment notée.*

Source: centrale nucléaire de Beznau

## 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)<sup>1</sup> au sujet de la sécurité des transports de substances radioactives sont appliquées à tous les modes de transport. Ce règlement AIEA CS N° 6 a fait l'objet, comme d'ailleurs d'autres prescriptions

internationales du domaine du transport des marchandises dangereuses, d'une mise à jour tenant compte de l'état de la science et de la technique et, entre-temps, d'une nouvelle publication par l'AIEA sous la désignation ST-1<sup>2</sup>. Les réglementations (internationales et nationales) concernant le transport des marchandises dangereuses de la classe 7 (substances radioactives) sont en cours de révision pour les adapter aux exigences de ST-1 et seront vraisemblablement mises en vigueur au plus tard en 2001.

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. Les certificats d'agrément ou d'ap-

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

<sup>2</sup> AIEA, Collection Standards de sûreté ST-1, Réglementations pour le transport sûr de substances radioactives, 1996

probation s'appliquent, selon les cas, aux colis ou au transport, ou encore aux deux.

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 établis 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 1998, la DSN a évalué 51 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 (LRaP) 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 la LRaP et dans l'ordonnance fédérale sur la radioprotection (ORaP) du 22 juin 1994. Par délégation de l'Office fédéral de l'énergie, la DSN a la compétence d'octroyer de telles autorisations dans le secteur des installations nucléaires. Dans l'année 1998, 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 Inspections et audits**

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'emballages, 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. En

1998, la DSN n'a procédé à aucun audit dans ce sens.

La DSN a conduit en 1998 huit inspections pour observer l'expédition ou la réception d'assemblages combustibles de KKL, KKB et du PSI. Elle a constaté que les prescriptions de transport étaient respectées, à part quelques déviations insignifiantes.

À la suite des cas de contamination dépassant les limites légales constatés lors de certains transports d'assemblages combustibles irradiés entre la Suisse et les installations de retraitement en France et en Grande Bretagne (voir le chapitre 9.5), l'Office fédéral de l'énergie a pris la décision, le 8 mai 1998, de suspendre toutes les autorisations de transport et d'exportation d'assemblages combustibles épuisés. Les transports d'autres substances radioactives, notamment les livraisons d'assemblages combustibles neufs aux exploitants des centrales nucléaires, ne sont pas touchés par cette décision de suspension.

## **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 huitième fois en octobre 1998. Ce cours de 5 jours a eu lieu à l'École de radioprotection du PSI et des collaborateurs de la DSN y ont contribué comme enseignants.

À la date du 1er janvier 2000 entrera en vigueur la directive 96/35/CE de l'Union européenne qui, entre autres, prescrit que toute entreprise qui transporte des marchandises dangereuses, y compris celles de la classe 7 (substances radioactives), doit désigner un responsable «marchandises dangereuses», formé et au courant de la législation applicable, chargé de toutes les questions relevant du transport de telles marchandises. La Suisse a décidé de prendre une voie similaire, de suivre largement cette directive et, en particulier, de former de tels responsables «marchandises dangereuses». La DSN contribue à la préparation d'une directive suisse concernant la formation de ces responsables.

## **9.5 Contaminations lors de transports d'assemblages combustibles**

Le 29 avril 1998, la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), c'est-à-dire l'autorité française de sécurité nucléaire, a informé téléphoniquement la DSN que, au cours des années récentes, lors de livraisons d'as-

semblages combustibles irradiés en vue de leur retraitement à la COGEMA à La Hague, on avait relativement fréquemment constaté des contaminations radioactives sur les conteneurs de transport et sur les wagons de chemin de fer lors des opérations de transbordement à la gare française de Valognes, proche de La Hague. Cette information mentionnait que l'on a fait ces constatations principalement lors de transports d'assemblages combustibles provenant des centrales nucléaires françaises, mais aussi, dans une moindre mesure, en relation avec des envois provenant de centrales nucléaires allemandes et suisses. Le lendemain (30 avril), la DSN a confirmé cette information par fax, en précisant que, en 1997, lors de six transports provenant de Suisse, la valeur limite de 4 Bq/cm<sup>2</sup> fixée par les réglementations de transport avait été dépassée, parfois largement, tandis qu'en 1998, on n'a noté qu'un seul cas de dépassement.

Les prescriptions internationales de transport précisent que, lors de l'expédition de substances radioactives, ce qui inclut aussi les assemblages combustibles irradiés, la contamination non fixée sur les surfaces extérieures d'un colis ne doit pas dépasser la valeur de 4 Bq/cm<sup>2</sup> de radioactivité  $\beta/\gamma$ . Il sied de noter ici qu'il s'agit d'une valeur limite dite « dérivée ». Or, au contraire des valeurs limites de dose, qui sont des valeurs primaires, un dépassement d'une valeur dérivée n'entraîne pas nécessairement d'effets sur la santé des personnes. C'est bien la raison pour laquelle la législation suisse concernant la radioprotection fixe pour les contaminations des valeurs directrices et non – au contraire des prescriptions internationales de transport – des valeurs limites.

Le 1er mai 1998, la DSN a informé le public au sujet de ces contaminations lors de transports d'assemblages combustibles irradiés. Dans son bulletin de presse, elle a précisé qu'à aucun moment, il n'a pu en résulter un danger radiologique quelconque pour le personnel et la population et que la cause de ces contaminations devait être identifiée. Elle a en outre indiqué que ces contaminations ne provenaient pas de fuites des conteneurs de transport car ceux-ci sont restés étanches et que, au moment de quitter le site des centrales nucléaires suisses, les conteneurs et les wagons étaient libres de toute contamination, ce qu'avaient montré les derniers contrôles faits avant leur remise au transport.

En date du 8 mai 1998, en raison des questions non résolues, notamment en ce qui concerne les causes de ces contaminations, l'Office fédéral de l'énergie a décidé de suspendre toutes les autorisations de transport et d'exportation d'assemblages combustibles épu-

sés en vigueur et a déclaré que, jusqu'à nouvel avis, il n'octroierait aucune autre autorisation de ce type. Par le fait que ce problème de contamination semblait être de nature générique, la suspension prononcée concerne tous les transports d'assemblages combustibles, tant par chemin de fer que par la route aussi bien à destination de COGEMA à La Hague en France que de BNFL à Sellafield en Grande-Bretagne.

Parmi les premiers résultats des investigations de la DSN, il est apparu que des cas de contamination inadmissible s'étaient aussi produits lors du transport de conteneurs vides à destination de centrales nucléaires suisses; dans ces cas, le personnel de l'exploitant a décontaminé ces conteneurs vides avant toute opération de chargement (et d'expédition), ce que requièrent d'ailleurs les prescriptions de transport. À la suite des discussions qu'elle a conduites avec les exploitants, la DSN leur a fait connaître par sa lettre du 8 juin 1998 les conditions qui devaient être satisfaites avant toute reprise des transports: il faudra tout d'abord avoir identifié les causes de ces contaminations puis avoir pris toutes les mesures nécessaires et adéquates pour en prévenir la répétition. Les exploitants sont ainsi tenus d'établir un rapport à l'adresse de la DSN dans lequel ils exposent les causes identifiées et décrivent les mesures prises. Par ailleurs, la DSN et les exploitants ont décidé de compléter les procédures de notification pour améliorer les flux d'information.

Au début de mai 1998, la DSN a procédé à une série de mesures du débit de dose ambiante sur les voies de la gare de triage de Muttenz (canton de Bâle-Campagne), où les wagons chargés stationnent avant leur départ de Suisse. Ces mesures n'ont mis en évidence aucun débit de dose ambiante dépassant le bruit de fond naturel. Afin de déterminer si des employés des chemins de fer qui ont eu affaire avec les transports d'assemblages combustibles avaient absorbé de la radioactivité (incorporation), la DSN a ordonné, en accord avec la direction générale des CFF, une campagne de mesures anthropogammamétriques. Dans le cadre de cette campagne, qui a duré de juin à octobre 1998, 151 personnes ont fait l'objet d'un examen dans l'anthropogammamètre du PSI à Würenlingen pour déceler une éventuelle incorporation: tous ces examens se sont avérés négatifs. On a en outre convenu que, à l'avenir, le personnel des CFF directement occupé à ces transports d'assemblages combustibles sera examiné deux fois par année au PSI pour déceler toute incorporation fortuite. De plus, durant toute une année dès la reprise des transports, un agent de radioprotection accom-

pagnera chaque transport sur territoire suisse et il mesurera la dose éventuellement accumulée par le personnel des chemins de fer.

Un conteneur de transport vide, livré au début de mai 1998 à la centrale nucléaire de Leibstadt en vue d'un transport d'assemblages combustibles épuisés vers l'usine de retraitement de COGEMA, est resté bloqué sur le site de KKL: la DSN a accepté de le débloquent à la fin de juillet et de le laisser repartir vide. Cette réexpédition du conteneur vide a néanmoins donné à l'exploitant et à la DSN l'occasion d'un essai pilote destiné à tester une nouvelle procédure de mesures détaillées destinée à prouver l'absence de contamination. Des représentants des CFF, du Syndicat du personnel des transports publics (SEV, Schweizerischer Eisenbahn- und Verkehrs-personal-Verband), ainsi que de la police cantonale argovienne ont assisté à cet essai.

À l'instigation des gouvernements allemand et français, les quatre pays les plus concernés par ces contaminations durant des transports d'assemblages combustibles, soit l'Allemagne, la France, la Grande Bretagne et la Suisse, ont institué, au niveau de leurs autorités de sécurité nucléaire, un groupe international de travail chargé de coordonner les investigations visant à identifier les causes de ces contaminations, ainsi que les mesures à prendre pour les éviter à l'avenir. Lors de sa cinquième réunion, en octobre 1998, les représentants des autorités de sécurité membres de ce groupe ont approuvé les conclusions auxquelles ils sont arrivés et les ont consignées dans un rapport commun rendu public en novembre 1998. Ce rapport décrit les «événements» eux-mêmes, c'est-à-dire les cas de contaminations inadmissibles observés, ainsi que leurs causes et leurs conséquences, en se basant sur les informations fournies par chacun des pays concernés. Il présente en outre les mesures correctives déjà prises et celles encore prévues, ainsi que des recommandations en ce qui concerne d'autres démarches à entreprendre à l'avenir dans ce domaine. Ce groupe de travail a, en particulier, décidé la création d'une banque internationale de données relatives à de tels transports et la constitution d'un groupe d'experts chargé des questions de procédures de mesure et de contrôle avant la remise au transport. Les membres du groupe des autorités de sécurité estiment que le renforcement des échanges internationaux d'informations est une démarche appropriée pour améliorer la haute surveillance sur les transports aussi bien que l'information du public à ce sujet. Ils estiment aussi que les mesures prises permettent de garantir la sécurité des transports d'assemblages combustibles.

Le 21 août 1998, lors d'une réunion avec la DSN, les exploitants des centrales nucléaires ont chacun présenté et remis les rapports demandés et devant comporter la description des causes des contaminations et des mesures de prévention prises. La DSN, après avoir examiné en profondeur ces rapports, a rendu son avis à leur sujet le 19 octobre 1998. Elle a constaté qu'ils rassemblent bien un volume important de données, mais elle a cependant estimé que les conclusions relatives à l'identification des causes ne vont pas jusqu'à une explication convaincante et que les mesures et dispositions prises ou encore à prendre ne sont pas suffisamment complètes et concrètes. La DSN a par conséquent exigé que des compléments soient apportés aux descriptions des causes et que des précisions soient encore fournies au sujet de la réalisation des mesures de prévention.

La DSN a discuté avec les exploitants, le 18 décembre 1998, les réponses de ces derniers à sa demande de complément d'information. L'origine des contaminations est maintenant clairement établie: elles proviennent de l'eau des bassins de stockage des assemblages combustibles des centrales nucléaires. Pour pouvoir y placer les assemblages combustibles irradiés, les conteneurs de transport doivent être immergés dans ces bassins. Malgré la housse, faite d'un matériau étanche, couvrant la surface extérieure du conteneur et destinée à éviter que l'eau du bassin vienne mouiller cette surface, de petites quantités de cette eau ont pu s'infiltrer dans des rayures et autres inégalités microscopiques de la surface des conteneurs et, ultérieurement pendant le transport, se libérer par ressuage. Afin d'éviter à l'avenir la répétition de telles contaminations, on utilisera des housses encore mieux adaptées aux conteneurs lors de leur immersion dans les bassins de stockage, on procédera à un nettoyage et un séchage encore plus soignés de leur surface extérieure après les avoir sorti du bassin, on appliquera enfin un programme de mesures de contrôle encore plus complet et plus étendu pour vérifier et prouver l'absence de contamination. Les exploitants ont complété leurs programmes d'assurance de la qualité pour y inclure toutes les extensions décidées aux procédures à appliquer à chacune des opérations de chargement. Finalement, les exploitants des centrales nucléaires vont encore mieux assumer leurs responsabilités en tant que détenteurs et expéditeurs des assemblages combustibles irradiés.

Les exploitants ont remis en janvier 1999 un rapport, établi en commun, rassemblant les informations sur les faits et complété de manière à répondre adéquatement aux critiques

et exigences de la DSN. Cette dernière a consigné son évaluation de ce rapport complété, notamment en ce qui concerne les mesures prises par les exploitants, dans un avis daté de mars 1999 à l'adresse de l'Office fédéral de l'énergie. Cet avis va servir de base de décision au sujet de la levée de la suspension des autorisations de transport.



# 10. État de préparation aux situations d'urgence

## 10.1 Organisation d'urgence de la DSN

En 1998, la DSN a non seulement maintenu mais consolidé l'état de préparation à l'engagement de son organisation d'urgence. À cet effet, elle a organisé un cours de perfectionnement et un exercice interne d'urgence pour son état-major de crise, elle a donné à l'ensemble de son personnel un cours de base «protection en situation d'urgence pour le cas centrale nucléaire», elle a mis en oeuvre les moyens techniques de son infrastructure dans le cadre de l'exercice combiné d'urgence «GAIA», elle a aussi participé activement ou par l'observation aux exercices internes d'urgence joués dans les centrales nucléaires. L'infrastructure du centre de crise de la DSN (locaux protégés GENORA) a fait l'objet en 1998 d'adaptations pour répondre à de nouvelles exigences; on l'a même complétée, à l'occasion de l'exercice «GAIA», par l'installation temporaire d'équipements de vidéoconférence.

En 1998, le service de piquet de la DSN avait un effectif de 13 ingénieurs de piquet (ou ingénieurs d'astreinte selon la terminologie française) pour assurer une disponibilité permanente; l'ingénieur qui était en service, c'est-à-dire qui assurait le piquet, a toujours été atteignable jour et nuit. Dans tous les cas où des membres de l'organisation d'urgence ont été mobilisés, ceux-ci ont été prêts à l'engagement au centre de crise de la DSN en moins d'une heure, conformément aux prescriptions de la DSN dans ce domaine. Les événements soumis à notification conformément aux exigences des directives HSK-R-15 et HSK-R-25 qui règlent les notifications ont motivé 13 fois au cours de 1998 la mobilisation du service de piquet de la DSN.

## 10.2 Préparation aux situations d'urgence

### 10.2.1 Exercice combiné d'urgence GAIA incluant KKG

Un exercice combiné d'urgence impliquant la centrale nucléaire de Gösgen a été joué le 11 novembre 1998 sous la direction de la Commission fédérale de la protection AC (COPAC).

De tels exercices, qui ont lieu tous les deux ans, ont pour but de mettre à l'épreuve et de vérifier la coopération de tous les organes de l'Organisation d'intervention en cas d'augmentation de la radioactivité. Lors de l'exercice combiné d'urgence «GAIA», les organisations et autorités participantes – à part la centrale nucléaire de Gösgen, objet principal de l'exercice – furent les suivantes:

- la Division principale de la sécurité des installations nucléaires (DSN),
- la Centrale nationale d'alarme (CENAL),
- l'Office fédéral de l'énergie (OFEN),
- les cantons d'Argovie et de Soleure,
- le Comité directeur radioactivité (CODRA).

L'exercice s'est appuyé initialement sur un scénario selon lequel une fuite s'était produite dans le circuit caloporteur primaire. Lors de cette première phase, ce fut la maîtrise du dérangement par l'exploitant et son personnel qui constitua la tâche principale: l'état-major de crise de KKG sut ramener à temps l'installation dans un état sûr. Mais, pour pouvoir mettre aussi à l'épreuve les organisations d'urgence externes, il a fallu faire l'hypothèse moins vraisemblable de dommages considérables au coeur du réacteur avec relâchement de substances radioactives dans l'environnement. Au cours de cette seconde phase, ce fut la prise de décision au sujet des mesures à réaliser pour assurer la protection de la population qui mobilisa l'attention.

Pour la première fois, on a mis en oeuvre le système MADUK-ANPA pour établir une simulation du déroulement des événements en utilisant les paramètres les plus importants de l'installation et les données relatives à l'émission de radioactivité dans l'environnement au voisinage du site. Afin d'assurer en temps utile une information réciproque des autorités concernées, on a rendu accessible par le canal d'Internet, sous la forme d'une représentation descriptive de la situation, les appréciations et les décisions de l'organisation d'intervention (OIR). Cela a permis à chacun des acteurs, à chacune des organisations, de se mettre rapidement au courant des décisions prises, ainsi que des mesures de protection ordonnées et du degré de leur réalisation. L'information du public constitua l'un des points forts de l'exercice. À ce sujet, il est apparu que, en cas d'accident dans une centrale nucléaire, il faudrait

mettre en service aussi rapidement que possible un centre de presse afin d'assurer la coordination de l'information mise à disposition des médias et du public.

### **10.2.2 Conception générale 1998 de la protection en situations d'urgence (plan cadre)**

En mars 1998, la Commission fédérale de la protection AC (COPAC) a publié la version révisée de la «Conception générale de la protection en situations d'urgence au voisinage des centrales nucléaires» (plan cadre), établie conjointement avec la DSN, la CENAL et la CSA. On a tenu compte, lors de cette révision, des nouveautés d'ordre législatif (en particulier l'Ordonnance sur la distribution de comprimés d'iode à la population) et de l'expérience tirée des exercices d'urgence joués jusqu'à présent.

Ce plan-cadre donne aux cantons, qui ont la compétence et la responsabilité de l'exécution des mesures de protection, un rôle renforcé dans le processus de décision. En effet, dans le cas d'un accident qui évolue rapidement vers une mise en danger de la population, il est impératif que le canton puisse directement décider et ordonner les mesures de protection nécessaires, c'est-à-dire qu'il doit en avoir la compétence. Par ailleurs, ce plan-cadre attribue aux cantons – et c'est une nouvelle tâche pour eux – le devoir de préparer l'aménagement et la mise en fonction d'un service d'accueil pour la prise en charge médicale et psychologique des personnes de la population qui le nécessitent à la suite d'un accident.

En plus de sa collaboration à la préparation de ce nouveau plan-cadre, la DSN a participé aux activités de divers groupes de travail de la COPAC dans le domaine de la réalisation des mesures de protection.

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

À 22 reprises durant l'année 1998, 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 ou, respectivement, elle a contribué à de tels cours organisés par d'autres instances en y déléguant ses spécialistes comme enseignants ou conférenciers. Le sujet principal de ces cours fut naturellement le nouveau plan-cadre concernant la protection en cas d'augmentation de la radioacti-

tivité au voisinage des centrales nucléaires suisses, publié en mars 1998 par la COPAC. Dépendant de l'origine et de l'expérience antérieure des participants, on a complété les exposés principaux consacrés au nouveau plan-cadre par des éléments d'instruction en radioprotection et des exposés explicatifs concernant les aspects fondamentaux de la conception et du fonctionnement des centrales nucléaires.

## **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, durant le premier trimestre, deux perturbations 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 minimale, inférieure 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. Entre le 10 février et le 14 octobre 1998, on a dû mettre hors service la sonde MADUK placée à la station d'épuration des eaux de Stilli (Argovie) en raison d'importants travaux de reconstruction et de rénovation de cette station.

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 1998, 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 cinq de ces cas, on a identifié la cause de l'augmentation constatée dans les tests de fonctionnement des sondes du réseau NADAM voisines de celles du réseau MADUK. Dans les quatre autres cas, l'enregistrement du débit de dose a montré quelques valeurs isolées qui dépassaient nettement le niveau du rayonne-

ment naturel. Bien que ces valeurs soient insignifiantes du point de vue de radiologique, la DSN a chaque fois conduit une investigation approfondie. Pour l'un de ces cas, les mesures de contrôle de la sonde ont immédiatement montré que celle-ci était défectueuse. Pour les trois autres cas, on a retrouvé une structure typique de ces valeurs erronées que l'on connaissait déjà pour l'avoir observée sur des sondes défectueuses. On a donc remplacé ces quatre sondes.

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. Lors de l'une de ses mises sur pied en 1998, le service de piquet de la DSN a requis la connexion du système ANPA. Au surplus, 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. En se basant sur des programmes de calcul spécifiques à chacune des centrales nucléaires en ce qui concerne la thermo-hydraulique, l'écoulement en plusieurs phases, le transfert de chaleur, la combustion d'hydrogène, etc., 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 a développé en 1998 le logiciel «ADAM» pour la centrale nucléaire de Gösgen, on l'a testé et on l'a mis en oeuvre avec succès au sein de l'organisation d'urgence de la DSN au cours de l'exercice combiné d'urgence GAIA. Il est prévu de développer les logiciels «ADAM» pour les deux centrales nucléaires restantes, KKB et KKM, au cours des années à venir (pour KKL, ce logiciel est disponible depuis 1997).

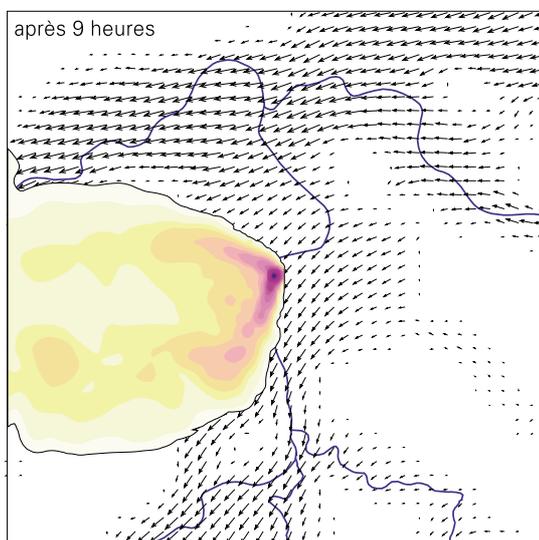
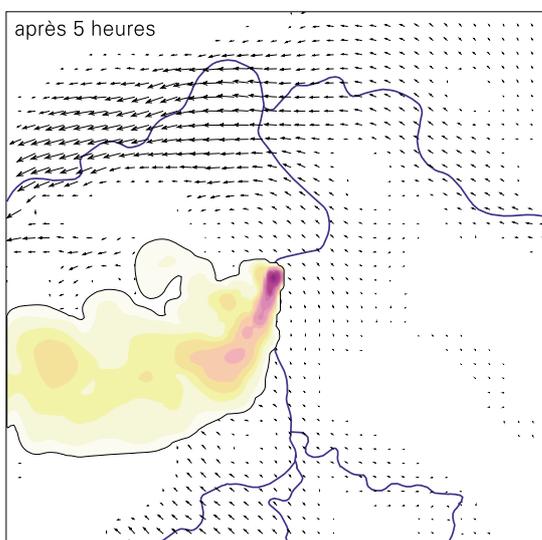
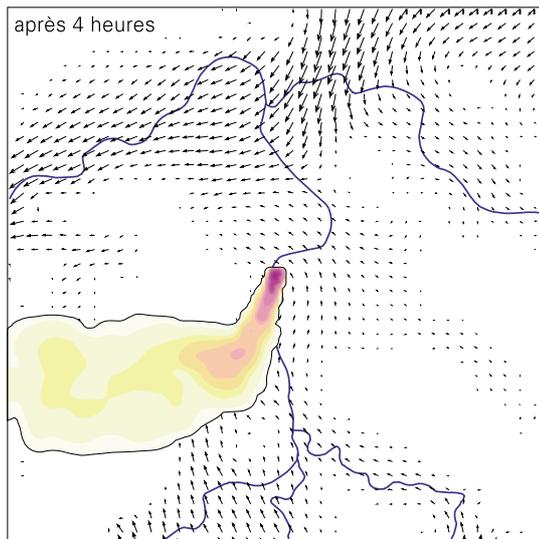
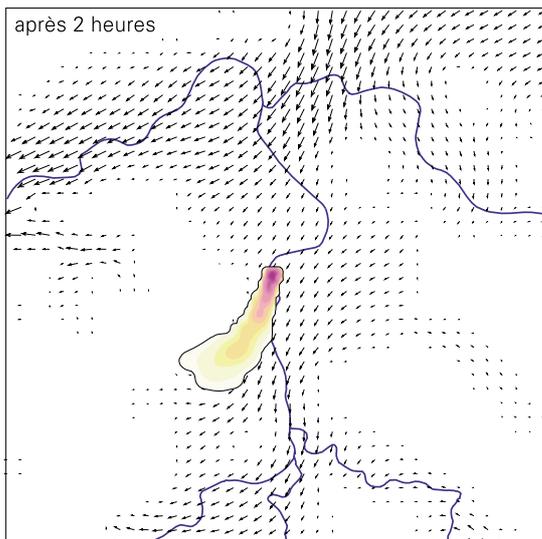
### **10.5 Données fondamentales applicables aux calculs de dispersion**

#### **10.5.1 Détermination des champs éoliens au moyen du programme WINDBANK**

Grâce à des campagnes de mesures météorologiques à l'aide des stations fixes et de stations mobiles placées temporairement dans le terrain, on a déterminé les champs éoliens dans les zones 1 et 2 des centrales nucléaires de Mühleberg, de Beznau et de Leibstadt, ainsi que de l'Institut Paul-Scherrer. Quant aux champs éoliens autour de la centrale nucléaire de Gösgen, ils seront disponibles au cours de l'an 2000. Le dépouillement des résultats de ces mesures a permis d'en tirer des classes de champs éoliens tridimensionnels spécifiques de chaque site. L'ensemble de cette information, organisée dans des banques de données (WINDBANK), est utilisable pour délimiter la région concernée par des relâchements radioactifs en cas d'événement et constitue une partie des données d'entrée pour le logiciel ADPIC mis en oeuvre pour calculer la dispersion des substances radioactives (voir ci-dessous).

#### **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.



À partir des données météorologiques actuelles, le programme de calcul ADPIC permet d'évaluer en temps utile la mise en danger de la population. La représentation graphique montre l'évolution temporelle de l'activité de l'air au voisinage du sol lors d'un relâchement fictif de substances radioactives (activité intégrée depuis le début du relâchement, d'où la dose)

Source: DSN, Würenlingen.

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 de la topographie et des champs éoliens.

Durant 1998, la DSN a continué les travaux d'adaptation aux conditions régnant en Suisse du logiciel ADPIC développé par le Lawrence Livermore National Laboratory. L'objectif principal de cette adaptation est de rendre ce logiciel apte à une mise en œuvre en situation de crise pour déterminer en temps réel l'évolution de la situation radiologique au voisinage des centrales nucléaires suisses. L'un des travaux importants consiste à incorporer en temps réel (on-line) les données météorologi-

ques actuelles et à les utiliser automatiquement dans ADPIC, ainsi qu'à utiliser les champs éoliens mesurés et disponibles dans les banques de données WINDBANK.

On a terminé l'intégration des classes de champs éoliens tridimensionnels déterminées dans le cadre du projet WINDBANK à partir des résultats de mesure obtenus jusqu'à présent dans la Vallée inférieure de l'Aar, et donc caractéristiques de cette région, dans une banque de données de tous les champs éoliens susceptibles d'une utilisation ultérieure. Ces champs tridimensionnels peuvent être dorénavant utilisés à n'importe quel moment pour des calculs de dispersion. Les champs éoliens disponibles dans cette banque de données couvrent les sites du PSI, de KKB et de KKL à diverses échelles jusqu'à une distance de 32 km dans la direction du vent. Le choix correct de la classe de champs éoliens et des paramètres

s'y rapportant se fait maintenant automatiquement à partir des données météorologiques réelles du moment. La DSN a ainsi pu démontrer avec succès à la fin de 1998 que le logiciel ADPIC couplé avec la banque des champs éoliens issue de WINDBANK est prêt à la mise en oeuvre en cas de besoin. La détermination des caractéristiques concernant les turbulences spécifiques du lieu considéré à partir des données météorologiques et leur traduction sous forme de valeurs paramétriques assimilables par le logiciel ADPIC est prévue pour 1999.

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 est prévu d'optimiser encore mieux cette surface pour augmenter la commodité et le confort d'utilisation.

## **10.6 Aspects sociaux de la prise décision en situation post-accidentelle**

Lors d'un accident dans une centrale nucléaire, et surtout durant la phase post-accidentelle, celui qui doit décider des mesures de protection de la population ou en ordonner l'exécution devrait tenir compte non seulement des

aspects techniques, économiques et politiques, mais aussi de ceux de nature sociale, culturelle ou psychologique. Au cours des années écoulées et partout dans le monde, on s'est mieux rendu compte de cette nécessité. C'est la raison pour laquelle l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) a décidé d'ouvrir un débat sur ces aspects et a organisé, avec l'aide de la DSN, un séminaire de trois jours tenu à Villigen (Suisse) en janvier 1998 pour en discuter. Des spécialistes du monde entier y ont participé; ils ont discuté en détail des problèmes nombreux et variés apparaissant au cours des situations post-accidentelles.

L'expérience tirée des transferts de populations en dehors des zones contaminées, tels que par exemple aux Iles Marshall (en 1954) et à Tchernobyl (en 1986) a montré que les décisions initialement prises rapidement et de façon autoritaire doivent faire place, lors d'une phase ultérieure, à un processus incluant une participation démocratique des gens concernés. Une autre constatation tirée de l'expérience est que la dose de rayonnement ne peut pas être le seul critère à prendre en considération pour ordonner les mesures à prendre. On a en particulier constaté qu'il existait initialement une disproportion majeure, une incohérence même, entre le risque effectif et le risque que le public estime encore acceptable.

En conclusion de ce séminaire, il est apparu que le rôle de ceux qui ont la compétence des décisions et qui en portent la responsabilité devait être redéfini pour tout ce qui concerne les aspects sociaux et psychologiques, et cela de façon harmonisée au niveau international.



# 11. Inspections



*Un collaborateur de la DSN lors d'une inspection à la centrale nucléaire de Beznau.*

Source: centrale nucléaire de Beznau

## 11.1 Généralités sur le domaine de l'inspection

La DSN exerce sur mandat de la Confédération la haute surveillance sur les installations nucléaires et le PSI, ainsi que sur une partie des transports de substances radioactives. Les inspections contribuent de manière essentielle à l'exécution du mandat de surveillance qu'assume la DSN. Des informations obtenues dans le cadre de ses contacts internationaux, mais aussi sa propre expérience ont conduit la DSN à réévaluer sa pratique des inspections. Dans ce contexte, elle a organisé deux fois, en février et en juin 1998, un séminaire sur le thème «activités d'inspection» auquel ont participé chaque fois environ 30 de ses collaborateurs, soit 60 au total. Les aspects généraux des activités d'inspection et la culture de sûreté ont constitué les points forts des exposés présentés et des travaux dans les groupes de travail.

En 1998 également, la DSN et son homologue française, la DSIN (Direction de la sûreté des installations nucléaires) ont pour la pre-

mière fois procédé à des «inspections croisées», c'est-à-dire des inspections auxquelles participent des inspecteurs des deux pays alternativement dans une installation nucléaire française et dans une installation nucléaire suisse. Antérieurement déjà, la DSN et l'autorité de surveillance du Bade-Wurtemberg avaient conduit des inspections communes.

Compte tenu de ces informations et de ces expériences, La DSN a constaté qu'elle pouvait optimiser ses inspections en adoptant des procédures plus formalisées en ce qui concerne:

- la planification (programme d'inspections),
- la préparation d'une inspection et le suivi des constatations (check-lists),
- la communication avec les exploitants des installations nucléaires (rapports d'inspection),
- l'approche interdisciplinaire (équipes d'inspections multidisciplinaires),

La DSN a concrétisé ses intentions d'optimisation en révisant en 1998 son instruction interne W-17, «Vorgehen bei Inspektionstätigkeiten der HSK», c'est-à-dire «Marche à suivre lors des activités d'inspection de la DSN», et

en y apportant des précisions dans divers domaines. Son application conséquente doit assurer une approche unifiée et coordonnée par tous les collaborateurs de la DSN lors des inspections. Cette instruction règle la planification, la préparation, l'exécution et la documentation des inspections, ainsi que le contrôle de l'exécution des corrections des insuffisances constatées ou des exigences formulées lors des inspections antérieures. L'expérience acquise depuis la mise en vigueur de cette instruction révisée a déjà montré que des compléments et des précisions y sont encore justifiés. Grâce à la mise en oeuvre des améliorations qu'apporte cette révision, l'activité d'inspection de la DSN devrait encore gagner qualitativement en pondération et en transparence. De plus, cette révision devrait contribuer à fixer plus clairement le concept même d'inspection et, par là, d'arriver à une distribution équilibrée entre les divers types d'inspections: celles dites de routine, celles dictées par des considérations sur le risque et celles motivées par l'expérience d'exploitation.

Les inspections sont en règle générale annoncées à l'avance à l'exploitant; on peut aussi procéder à des inspections sans annonce préalable. Il est important de noter que l'exploitation sûre d'une installation nucléaire est et reste sous la responsabilité entière de l'exploitant et que cette responsabilité n'est en aucune façon diminuée par l'activité d'inspection de la DSN.

Durant l'année sous revue, la DSN a systématiquement conduit des inspections interdisciplinaires, c'est-à-dire auxquelles participaient plusieurs des sections spécialisées de la DSN. Il s'est avéré que ces «inspections en équipe» favorisent une vue équilibrée sur les procédures de travail suivies dans les installations nucléaires. La DSN entend intensifier à l'avenir le recours à ce type d'inspections.

En 1998, la DSN a conduit dans les installations nucléaires soumises à sa surveillance 519 inspections et discussions techniques avec les exploitants. Dans les sous-chapitres qui suivent, on montre par trois exemples choisis comment la DSN conduit les inspections et en évalue les résultats.

## **11.2 Inspections en relation avec la vérification des études probabilistes de sécurité**

Dans le cadre de la vérification d'une étude probabiliste de sécurité (EPS) spécifique d'une centrale nucléaire, l'inspection joue un rôle

important. Une «inspection EPS» conduite par la DSN a pour but essentiel de vérifier si les données et les hypothèses utilisées dans la préparation de l'EPS correspondent à l'état réel de l'installation. Ceci est particulièrement important en ce qui concerne le traitement de séquences accidentelles provoquées par des événements ayant des effets simultanés sur plusieurs parties de l'installation. Il s'agit ici avant tout des séismes, des incendies et des inondations, mais aussi d'événements tels que les chutes d'avions, les explosions de gaz, les bris de turbine ou des conditions météorologiques extrêmes. La partie centrale d'une inspection EPS est constituée d'une visite détaillée de toute la centrale nucléaire s'étendant habituellement sur trois, quatre ou cinq jours par une équipe de quatre à huit collaborateurs appartenant à diverses sections de la DSN et d'un ou deux spécialistes externes à la DSN et experts dans le domaine des EPS.

Durant la préparation de cette visite détaillée, la DSN acquiert une première vue sur l'étendue et la qualité de la partie de l'EPS correspondant aux aspects qui feront l'objet de la visite au moyen de la documentation faisant partie de l'EPS et d'autres documents associés à ces aspects. La DSN rassemble alors les commentaires issus de ces considérations dans un rapport d'examen provisoire auquel elle adjoint une liste de questions et de besoins en informations complémentaires. De plus, elle décrit dans ce rapport provisoire la procédure qui sera appliquée lors de la visite détaillée et les buts de celle-ci, et elle spécifie enfin les travaux préparatoires que l'exploitant devra avoir terminés avant cette visite.

La DSN poursuit plusieurs objectifs en procédant à une visite détaillée et en la documentant au moyen de check-lists, de notices, de photographies et même, dans certains cas, d'enregistrements vidéos. Elle vérifie, par exemple, que l'exploitant a lui-même effectué les visites adéquates de son installation pour rassembler les données nécessaires à l'établissement de son EPS et les a correctement documentées et s'il a correctement inventorié et pris en compte toutes les parties de son installation significatives du point de vue du risque. De plus, elle inspecte les composants importants pour la sécurité en ce qui concerne leur aptitude au fonctionnement dans les conditions caractéristiques des accidents considérés dans l'EPS; elle examine entre autres l'aptitude de leurs dispositifs d'ancrage à supporter les contraintes issues de l'accident, la justesse de leur montage, les interactions entre parties de l'installation provoquées, par exemple, par des ébranlements ou des vibrations, par la présence de fumées lors d'un in-

condie ou par l'intrusion d'eau suite à la lutte contre le feu ou suite à une inondation d'origine interne telle qu'une rupture de conduite. Lors de sa visite détaillée, la DSN vérifie aussi si l'exploitant a effectivement remédié à celles des faiblesses de l'installation qui sont aisées à corriger. Par ailleurs, la DSN met à profit ces tournées dans l'installation pour une inspection visuelle générale de la centrale nucléaire et de son voisinage destinée, entre autres, à se rendre compte de l'état de propreté et de l'ordre qui y règnent. Lors de telles visites détaillées, la DSN conduit également des discussions techniques ou de spécialistes avec des membres du personnel de la centrale au cours desquelles elle aborde des questions motivées par les constatations faites soit en cours d'inspection, soit lors de l'examen de la documentation EPS. Ces discussions lui permettent encore de consulter d'autres documents relatifs à l'installation ou à l'EPS, ainsi que, en conclusion de l'inspection, de présenter oralement à l'exploitant les résultats de la visite.

À la suite de la visite de l'installation, la DSN consigne par écrit ses constatations et actualise la liste initiale de questions et remet le tout à l'exploitant. Dès que celui-ci lui a communiqué les réponses correspondantes, la DSN établit la version finale de son rapport d'examen et en déduit les exigences appropriées aussi bien en ce qui concerne l'EPS que l'installation elle-même.

## **11.3 Inspection non annoncée d'aspects techniques à la suite d'un événement à la centrale nucléaire de Mühleberg**

### **11.3.1 Raisons et buts de l'inspection**

Le seul événement enregistré à KKM en 1998 (23 juin), déjà décrit au sous-chapitre 2.2.1, avait trouvé son origine dans l'ouverture par erreur d'une soupape de décharge qu'il n'a plus été possible de refermer immédiatement et qui est ainsi restée ouverte durant près de 14 minutes.

Durant ce laps de temps, environ 100 tonnes de vapeur d'eau à une température de 288 °C se sont écoulées par la soupape et la conduite de décharge qui lui fait suite et conduites dans le bassin de condensation (torus). Au début de l'événement, la température de l'eau du torus était de l'ordre de 22 °C.

La conduite de décharge, d'une longueur de 30 mètres et placée verticalement entre la conduite de vapeur vive et le torus, est destinée à l'abaissement rapide de la pression dans

la cuve du réacteur lors de dérangements. Cette conduite est naturellement dimensionnée pour assurer sans dommage l'évacuation de la vapeur, mais il n'en est pas moins vrai qu'en cours de décharge les instabilités liées à la condensation de la vapeur dans l'eau du torus peuvent engendrer de très fortes contraintes mécaniques sous forme de vibrations et d'ébranlements.

L'inspection non annoncée du 12 août 1998 qu'a conduite un collaborateur de la Section Mécanique et génie civil (MBT) alors que ce système de décharge était ouvert avait pour but de déterminer si, à la suite de cet événement, la conduite de décharge présentait des signes de modification ou même des détériorations (telles que des déformations ou des traces dues à des pressions élevées). Pour compléter ces investigations, on a aussi inspecté les autres conduites de décharge, non impliquées dans cet événement, pour en déterminer l'état et le comparer à celui de la conduite concernée.

### **11.3.2 Préparation de l'inspection**

Il a fallu d'abord déterminer, en s'appuyant sur les dessins en coupe de l'installation, si l'on pouvait effectivement inspecter la conduite de décharge sur toute sa longueur en utilisant les structures existantes (passerelles d'accès, échelles, plateformes, etc.). La conduite, qui part de la soupape de décharge à la cote +6.5 m, descend le long de la paroi intérieure du «drywell» jusqu'à la passerelle à la cote 0 m, puis, par une tubulure de décharge (dite «vent pipe»), aboutit dans le torus. L'intérieur de celui-ci était accessible durant l'arrêt de 1998 car, en raison d'autres travaux de maintenance, on l'avait vidé.

### **11.3.3 Observations et résultats**

C'est donc le 12 août 1998 que l'on a inspecté la conduite de décharge sur toute sa longueur. Un membre du personnel de la centrale a accompagné l'inspecteur de la DSN. L'état de cette conduite de décharge ne présente aucune différence par rapport à celui des trois autres conduites de décharge associées aux soupapes de sûreté et de décharge non impliquées dans l'événement du 23 juin 1998. On n'a constaté aucun déplacement, aucune déformation, aucune trace due à des effets de pression ou de modification de la couleur en surface. On a donc pu en conclure que les contraintes dues à l'événement de juin 1998 n'ont eu aucun effet dommageable sur la conduite et que, à l'avenir aussi, elle reste en état de remplir intégralement sa fonction. Lors de cette inspection, la DSN a encore pu se con-

vaincre que l'exploitant de KKM avait déjà de lui même inspecté cette conduite.

En ce qui concerne la soupapes de sûreté et de décharge impliquée dans l'événement, dont l'exploitant avait initialement programmé l'examen, notamment la vérification de la pression de réponse (mesure de forces), durant l'arrêt programmé de 1999, il a décidé de l'avancer d'une année. Il a donc vérifié cette pression, puis il a démonté cette soupape, en a inspecté tous les éléments et a révisé l'ensemble. Un inspecteur de la DSN, spécialiste dans ce domaine, a suivi ces travaux.

## **11.4 Inspections associées aux aspects de radioprotection lors des examens périodiques relevant de l'inspection en service à la centrale nucléaire de Leibstadt**

### **11.4.1 Raisons et buts des inspections**

Durant l'arrêt pour le renouvellement du combustible à la centrale nucléaire de Leibstadt, tous les cordons de soudure des dix manchons de raccordement entre la sortie de la cuve et les conduites de recirculation (manchons dits N3) ont fait l'objet d'examens périodiques au moyen de la technique des ultrasons (voir sous-chapitre 4.2.2). Ces examens se font dans des lieux où les débits de dose ont des valeurs élevées. Le but de ces inspections résidait dans le besoin de connaître – afin de les évaluer – les dispositions prises par l'exploitant pour maintenir aussi basses que possible les doses accumulées par le personnel chargé des examens aux ultrasons (optimisation de la procédure de travail et des doses d'exposition correspondantes).

### **11.4.2 Préparation des inspections**

Conformément aux exigences de la directive HSK-R-15 de la DSN, l'exploitant de KKL a remis à la DSN son programme pour la radioprotection en vue des travaux sur les manchons dits N3. La DSN a vérifié si ce programme tenait compte de tous les aspects nécessaires à l'optimisation de la radioprotection. Cette vérification a porté notamment sur la détermination de la situation radiologique régnant sur les places de travail, l'évaluation des mesures destinées à assurer le blindage radiologique et des dispositions prises pour protéger le personnel contre les contaminations et l'incorporation de substances radioactives, l'estimation des doses probables auxquelles les travailleurs

seront soumis sur ces places de travail. De plus, la DSN a vérifié si les procédures de travail et leur optimisation, l'adéquation des outillages et des appareils d'examen, les conditions de travail (espace, aspects ergonomiques, positions respectives de l'examineur et de l'objet à examiner) sont adéquatement décrites dans ce programme. Un autre élément essentiel du plan de radioprotection que la DSN a aussi vérifié est l'entraînement du personnel exécutant sur des maquettes grandeur nature en dehors du champ de radiations permettant aux exécutants de se familiariser avec la topographie de la place de travail et avec les équipements qui seront utilisés, ainsi que de mettre au point et d'exercer la collaboration au sein de l'équipe chargée de l'exécution des travaux.

### **11.4.3 Observations et résultats**

Lors d'une première inspection, la DSN a observé l'entraînement au début de la révision: elle a pu se convaincre que cet entraînement était sérieusement mené, que les participants portaient les vêtements de protection prescrits pour la place de travail et que l'équipe engagée a pu exécuter ses tâches dans les temps prévus dans le plan de travail. À la suite de cette première inspection, la DSN a suggéré de surveiller les activités sur les places de travail au moyen d'une caméra de télévision, ce qui permet de diriger l'équipe depuis un lieu protégé contre les radiations.

Lors d'une seconde inspection conduite sur le lieu d'engagement de l'équipe de travail, la DSN a constaté que, pour un certain travail pour lequel le plan prévoyait initialement deux personnes, il y avait quatre personnes sur la plateforme et qu'elles ne parlaient que l'espagnol. La communication orale avec le personnel de KKL ne parlant que l'anglais et/ou l'allemand, était pratiquement impossible. De plus, les débits de dose sur la place de travail dépassaient les valeurs attendues et les exécutants s'étaient écartés des procédures de travail prévues et exercées. Le service de radioprotection de KKL a depuis confirmé à la DSN qu'il avait déjà pris les mesures correctives appropriées.

Dans le cadre d'une troisième inspection menée après la conclusion des travaux, la DSN a pu constater que les mesures correctives réalisées par l'exploitant de KKL ont permis de ne pas dépasser les doses prévues dans le plan de travail lors de l'examen des derniers manchons. D'après une première évaluation critique que le service de radioprotection de KKL a faite, on n'a pas utilisé la maquette construite pour l'entraînement au mieux des possibilités: on n'a pas su reconnaître au cours de

l'entraînement les adaptations nécessaires de l'outillage mis en oeuvre, pour ne citer qu'un exemple. Par ailleurs, on a sous-estimé les difficultés, pourtant connues, de la manoeuvre des portes de blindage contre les radiations.

Dans son rapport d'inspection, la DSN précise qu'elle s'attend que le service de radioprotection de KKL tire les leçons de tous les aspects liés à cet examen périodique afin d'en tenir compte lors de travaux ultérieurs et que l'exploitant de KKL établisse un rapport à ce sujet.



# 12. Thèmes choisis de sécurité nucléaire et de radioprotection

## 12.1 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 1998, la DSN a établi et mis en vigueur la révision des deux directives suivantes:

- **HSK-R-12/d:** Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts.  
Enregistrement et notification des doses accumulées par le personnel des installations nucléaires, ainsi que celui de l'Institut Paul Scherrer, exposé aux radiations dans l'exercice de sa profession (révision d'octobre 1997)
- **HSK-R-25/d:** Berichterstattung des Paul Scherrer Instituts sowie der Kernanlagen des Bundes und der Kantone.  
Devoir de notification de l'Institut Paul Scherrer ainsi que des installations nucléaires de la Confédération et des Cantons (révision de juin 1998)

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'administration 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.

## 12.2 Événements instructifs dans des installations nucléaires étrangères

Parmi les événements annoncés en 1998 qui sont survenus dans des installations nucléaires étrangères, la DSN n'en a identifié aucun dont la signification, du point de vue de la sécurité, aurait pu avoir de l'importance pour les installations indigènes et exiger des mesures préventives 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.

### 12.2.1 Fuites dans le système caloporteur d'évacuation de la chaleur résiduelle d'un réacteur à eau pressurisée

Dans une centrale nucléaire européenne se trouvant dans l'état «arrêt avec évacuation de la chaleur résiduelle» (c'est-à-dire réacteur à l'arrêt, température et pression dans le circuit caloporteur primaire très inférieure à celle du fonctionnement en puissance), il s'est produit un abaissement du degré de remplissage du pressuriseur (baisse du niveau d'eau dans celui-ci), avec apparition simultanée d'alarmes, dont les alarmes correspondantes du pressuriseur. L'exploitant a diagnostiqué une fuite à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Appliquant les prescriptions applicables pour de telles situations (prescriptions d'exploitation ou

pour les situations d'urgence), le personnel exploitant a poursuivi le refroidissement du circuit caloporteur primaire et il a encore diminué la pression dans ce circuit. Puis, passant à la localisation de la fuite, il l'a trouvée sur l'un des deux trains du système d'évacuation de la chaleur résiduelle. Avec l'isolation de ce train, le personnel exploitant a mis fin à la fuite et au déversement d'eau dans l'enceinte de confinement. Par la commutation sur le second train, intact, de ce système, il a assuré la poursuite de l'évacuation de la chaleur résiduelle. Par ailleurs, cette fonction aurait encore pu être assurée par les générateurs de vapeur en cas de nécessité. Par le fait que l'emplacement de la fuite se trouvait à l'intérieur de l'enceinte de confinement, l'eau qui s'échappait du circuit caloporteur primaire se rassemblait dans le puisard du bâtiment du réacteur et serait donc restée disponible, en cas de nécessité, pour un éventuel refroidissement de secours à l'aide des circuits prévus à cet effet.

À l'endroit et à l'origine de la fuite, on a identifié une fissure dans une partie coudée de la conduite de retour de ce train du système d'évacuation de la chaleur résiduelle. On a remplacé un segment de la conduite endommagée et on a soumis la zone de la fissure à des investigations métallurgiques. On a constaté que l'origine de cette fissure ne résidait pas dans un défaut de fabrication, mais résultait d'une fatigue thermique du matériau. L'eau en provenance du circuit caloporteur primaire est conduite, d'une part, sur un radiateur de refroidissement et, d'autre part, sur une station de dérivation. Par l'ajustement des débits respectifs, il est possible de régler le degré de refroidissement de cette eau chaude venant du circuit primaire avant son introduction dans le circuit d'évacuation de la chaleur résiduelle. Il est aussi possible, de cette façon, de réchauffer volontairement les conduites de ce circuit. Par le fait que le chauffage du système ne nécessite que des quantités minimales d'eau, on diminue fortement le débit des pompes de circulation de ce circuit. Ce mode de fonctionnement a cependant tendance à causer des effets indésirables telles que des stratifications de température ou des variations de température liées aux variations de débit: ce sont de tels effets que l'on a identifiés comme la cause primaire de cette fissure de la conduite. La croissance de cette fissure s'est avérée assez rapide: l'installation concernée n'avait été en effet mise en service que six mois auparavant. Malgré les conséquences limitées, du point de vue de la sécurité, de cet événement, mais en raison de son caractère générique, l'autorité de sécurité compétente l'a placé au niveau 2 de

l'échelle INES, qui en comporte 7 (voir aussi sous-chapitre 12.7).

Les centrales nucléaires suisses sont équipées de systèmes de refroidissement similaires. Le mode de fonctionnement de ceux-ci avait été optimisé à l'époque de leur mise en service. Ces centrales sont en service depuis de nombreuses années et les examens périodiques conduits jusqu'à présent n'ont mis en évidence aucun dommage de la nature de la fissure mentionnée ci-dessus. Les enseignements tirés de cet événement n'ont donc pas d'application directe aux installations suisses, mais ils améliorent la connaissance et la compréhension de tels phénomènes et de tels effets et, ainsi, contribuent à la prévention de défauts de ce type.

### **12.2.2 Indisponibilité de la soupape de sûreté d'un générateur de vapeur dans un réacteur à eau pressurisée lors d'un cas de sollicitation réelle**

Lors du test d'une turbine dans une centrale nucléaire européenne, l'opérateur a provoqué son déclenchement en raison de difficultés techniques. Le système de dérivation (bypass) de la turbine se trouvait alors en mode manuel et fermé. Il s'ensuivit logiquement une augmentation de la pression de vapeur, ce qui a entraîné un arrêt d'urgence du réacteur et la mise en action de la protection des générateurs de vapeur contre les surpressions. Immédiatement après, on a rouvert la dérivation de la turbine, ce qui a terminé le transitoire.

Lors de l'analyse ultérieure du déroulement du transitoire, on s'est rendu compte que l'une des quatre soupapes de sûreté et de décharge ne s'était pas ouverte. L'investigation a mis en évidence que la conduite de commande des valves-pilotes commandant la soupape de sûreté était indûment consignée par une vanne manuelle en position fermée, ce qui explique pourquoi la soupape principale ne s'est pas ouverte lors de sa sollicitation.

Dans cette installation, l'ouverture et la fermeture des soupapes de sûreté et de décharge des générateurs de vapeur sont actionnées par le fluide même que contrôlent ces soupapes (ici la vapeur). L'apport et l'échappement de ce fluide aux pistons distributeurs (ou pistons pilotes) contrôlant la soupape principale sont assurés par des valves-pilotes à entraînement électrique. Avec cette conception, les forces d'ouverture et de fermeture dans les domaines importants de fonctionnement sont si grandes qu'une défaillance (défaillance à l'ouverture ou à la fermeture, ouverture intempestive) est extrêmement peu probable et, par ailleurs, la pression de fermeture peut être ajustée exactement. Mais la condition pour

que cela reste vrai est que les conduites de commande des valves-pilotes ne soient pas fermées par erreur. Afin d'abaisser la probabilité d'une telle erreur à des valeurs négligeables, on installe un dispositif de consignation sur les vannes manuelles qui ne peut être libéré qu'avec des clés. Cette consignation se base sur le principe selon lequel l'actionnement de la vanne manuelle n'est possible qu'avec la clé correspondante et que la clé ne peut être retirée que si la vanne manuelle se trouve dans la position correcte du point de vue de la sécurité. L'armoire centrale dans laquelle sont normalement déposées de telles clés permet un contrôle de la position des vannes manuelles: une clé manquante indique que la vanne correspondante n'est pas nécessairement dans la position sûre. Lors de l'événement décrit ici, on a commis une erreur administrative: on avait mis l'installation à l'arrêt pour effectuer une petite réparation ne demandant que peu de temps en relation avec la conduite de commande, on avait consigné celle-ci pour la durée de la réparation mais on a omis de la déconsigner et, finalement, on n'a pas fait le contrôle dans l'armoire des clés (erreur administrative).

Grâce au degré élevé de sécurité qu'assure la conception de cette centrale nucléaire (redundance assurée par quatre soupapes de sûreté et de décharge des générateurs de vapeur), cet événement n'a eu, techniquement parlant, que des conséquences insignifiantes. Il a néanmoins provoqué et justifié, d'abord de la part de l'exploitant de la centrale concernée, une investigation approfondie des procédures administratives. Cette investigation a confirmé que le principe de base est correct, mais elle a aussi montré la nécessité de quelques modifications au niveau des détails de réalisation. Bien qu'il n'ait eu, techniquement parlant, que des conséquences insignifiantes, l'autorité de sécurité compétente l'a toutefois placé au niveau 2 de l'échelle INES, donnant ainsi une importance élevée aux faiblesses administratives.

En ce qui concerne les centrales nucléaires suisses, quatre des cinq tranches ne sont pas directement concernées par cet événement: en effet, pour assurer la sécurité de leurs circuits de vapeur vive contre les surpressions, elles sont équipées de soupapes de sûreté dont les organes d'ouverture et de fermeture sont actionnés exclusivement par la force mécanique de ressorts, donc totalement indépendantes de toutes conduites de commande. Quant à la cinquième tranche, les organes d'ouverture et de fermeture de ses soupapes de sûreté du circuit de vapeur vive sont commandés par des valves-pilotes nécessitant des

conduites de commande. Chacune des soupapes de sûreté dispose de trois conduites de commande redondantes et il n'est pas possible de les consigner simultanément (ce qui était possible à la centrale nucléaire étrangère concernée). La barrière de contrôle administrative destinée à prévenir une erreur dans la position des vannes manuelles, donc dans la consignation des conduites de commande, est constituée d'une éclisse métallique dans laquelle on a taillé des encoches spéciales et qui doit être montée sur les tiges d'ouverture de ces vannes manuelles. Un cadenas assure le maintien de cette éclisse, laquelle ne peut être montée que si deux vannes au moins sont en position «ouverte». La constatation de l'état «prêt pour le fonctionnement» se fait par la vérification, indépendante, que l'éclisse est montée. Cette procédure permet d'assurer avec une probabilité élevée qu'une erreur dans l'alignement de ces vannes manuelles peut être exclue. L'une des leçons tirée de cet événement est que les procédures administratives doivent être contrôlables de façon simple.

### **12.2.3 Possible formation de bulles de gaz dans les conduites du refroidissement de secours par suite d'inétanchéités dans la robinetterie**

Dans plusieurs centrales nucléaires étrangères équipées de réacteurs à eau pressurisée, on a constaté, dans le cadre de tests de fonctionnement des systèmes de refroidissement de secours à basse pression, que des pics de pression inattendus apparaissaient lors de la mise en fonctionnement de ces systèmes. De tels phénomènes sont naturellement indésirables car ils entraînent des contraintes élevées dans les composants faisant partie des éléments constitutifs de l'enveloppe de maintien de la pression. Les exploitants de ces installations ont procédé à des investigations détaillées de ces événements afin d'en identifier la ou les causes. On sait d'expérience que des phénomènes impliquant des pointes de pression se manifestent lors de la présence anormale de gaz dans un circuit hydraulique. Dans les cas mentionnés ici, on a purgé ces circuits et on a effectivement constaté la présence inattendue de grandes quantités de gaz (azote). Quant à la source de ce gaz, on l'a identifiée comme étant le ciel d'azote des réservoirs d'eau boriquée. Ces réservoirs sont connectés aux systèmes de refroidissement de secours par des tuyauteries et une série de vannes d'arrêt et de soupapes de retenue. Il est apparu évident que l'un ou plusieurs de ces éléments de robinetterie placés en série n'étaient pas étanches. De l'azote ou de l'eau saturée d'azote a donc pu entrer dans la par-

tie basse pression des systèmes et provoquer une accumulation de gaz.

Les centrales nucléaires suisses équipées de réacteurs à eau pressurisée comportent aussi des réservoirs d'eau boriquée avec ciel d'azote, ce qui fait que des phénomènes analogues sont en principe possibles. On n'y a pas observé jusqu'à présent de perturbations de cette nature. On peut l'expliquer entre autres par le fait que, lors des opérations de maintenance de la robinetterie, on prête une attention particulière aux inétanchéités éventuelles.

### **12.3 Problématique du changement de date lors du passage à l'an 2000**

La DSN se préoccupe depuis le début de 1998 de la problématique du changement de date de l'an 2000 (désignée en anglais sous le sigle Y2K). Elle se limite cependant à la considérer du seul point de vue de la sécurité nucléaire et de la radioprotection.

La cause de perturbations du type «Y2K» réside essentiellement dans les logiciels qui n'utilisent que deux signes pour indiquer l'année dans la constitution des dates. C'est avant tout dans les anciens programmes d'ordinateur que l'on rencontre encore cette insuffisance. Mais on ne peut cependant pas exclure l'existence d'une telle insuffisance (actuellement considérée comme une faute) dans des logiciels récents. Par ailleurs, on ne peut pas non plus exclure que d'autres combinaisons de chiffres, telles que par exemple «9.9.99», puissent provoquer des perturbations. De telles fautes peuvent aussi se manifester dans des systèmes qui comportent des microprocesseurs comme parties intégrantes (dit «embedded systems»).

Dans le cadre de ses activités de surveillance, la DSN avait à remplir les tâches suivantes: formulation à l'adresse des exploitants des exigences nécessaires du point de vue de la sécurité en ce qui concerne la problématique «Y2K», vérification de la documentation remise par les exploitants relative à la classification des systèmes concernés, à l'évaluation et aux tests de ceux-ci, ainsi qu'à d'autres démarches dans ce domaine. Par ailleurs, la DSN a participé à des tests destinés à vérifier l'aptitude des systèmes et équipements à maîtriser ce problème de l'an 2000; elle a aussi requis des exploitants la remise périodique d'informations au sujet de l'état des vérifications et de celui du traitement d'aspects particuliers.

Les résultats de diverses enquêtes internationales et les informations que la DSN a périodiquement acquises auprès d'autres pays

sur l'état du traitement de ce problème ont montré que, en comparaison internationale, les exigences qu'elle a imposées aux exploitants suisses sont raisonnables et que le calendrier des travaux «Y2K» est assez semblable à celui d'autres pays tels que, par exemple, les États-Unis.

En plus de la procédure complémentaire relative aux aspects «Y2K» décrite ci-dessus et suivie dans le cadre de la surveillance générale, la DSN s'est entretenue spécialement au sujet des systèmes concernant la radioprotection ou ayant des aspects relevant d'elle avec les exploitants des centrales nucléaires, ceux des installations nucléaires du PSI et des autres Instituts d'enseignement et de recherche. En outre, la DSN a vérifié ses propres installations, mis en route la réalisation des mesures nécessaires pour certains de ses équipements (en particulier: adaptation du système MADUK-ANPA et remplacement des logiciels du système d'information CIS/DAISY).

Dans toutes les centrales nucléaires suisses, les systèmes et les logiciels concernés par la problématique «Y2K» ont systématiquement déjà fait ou font encore l'objet, de la part des fournisseurs ou des responsables des systèmes, d'évaluations et, le cas échéant, d'améliorations sinon de remplacement complet. Dans chacune des centrales nucléaires, on a déjà soumis divers systèmes à un test de changement de date, d'autres vérifications et tests suivront en 1999.

En ce qui concerne les systèmes de sécurité des centrales nucléaires suisses, le problème du changement de date ne se pose que pour quelques rares équipements car la grande majorité de ces systèmes sont munis de câblages électriques fixes et ne sont donc pas commandés par des logiciels. Les systèmes de sécurité ayant un contrôle-commande basé sur la technologie digitale sont encore l'exception dans les centrales nucléaires suisses.

Tous les autres systèmes programmables en technologie digitale dans les centrales nucléaires suisses n'ont qu'une importance mineure en ce qui concerne la sécurité ou ne relèvent que de l'exploitation sans relation aucune avec la sécurité. C'est, par exemple, le cas des systèmes de réglage et d'information sur le fonctionnement de l'installation. Du point de vue de la sécurité, les centrales nucléaires sont conçues de telle sorte que, même sans ces systèmes, il est toujours possible d'assurer la mise à l'arrêt du réacteur, d'amener l'installation dans un état sûr et de l'y maintenir. L'apparition d'un «problème Y2K» n'aurait donc aucun effet pouvant porter atteinte aux objectifs de protection «mise à l'ar-

rêt du réacteur» et «refroidissement du réacteur et évacuation de la chaleur».

Un aspect particulier à prendre en considération pour une centrale nucléaire est lié aux perturbations d'origine externe telles que, par exemple, la défaillance du réseau électrique dans la région de site. Si, dans ce cas, l'îlotage de la centrale ne réussit pas, il faut arrêter le réacteur et assurer l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur de façon autarcique, c'est-à-dire à l'aide d'une alimentation électrique interne non soumise aux influences extérieures. Pour faire face à une telle situation, que l'on a d'ailleurs prise en compte depuis toujours au stade de la conception des centrales nucléaires, bien avant et indépendamment de l'apparition de la problématique «Y2K», les quatre centrales nucléaires suisses disposent de plusieurs groupes générateurs diesel de secours indépendants non seulement du réseau extérieur mais aussi entre eux et, pour trois des cinq tranches, d'une alimentation supplémentaire indépendante à partir de centrales hydroélectriques situées dans le voisinage immédiat.

Malgré l'analyse détaillée et les tests approfondis des systèmes, ainsi que le remplacement des logiciels, il n'est pas possible d'exclure complètement des perturbations imprévues de fonctionnement. C'est la raison pour laquelle il convient que les exploitants préparent les possibilités d'intervention afin d'être prêt à maîtriser de telles perturbations internes ainsi que des perturbations d'origine externe telles que la défaillance du réseau électrique (voir ci-dessus), autrement dit qu'ils établissent ce que les spécialistes en informatique nomment «un plan de contingences» ou «une planification des contingences». Cela implique en particulier la disponibilité de ressources suffisantes en personnel. À ce sujet, la DSN a déjà requis que, durant les périodes de changement de date, les exploitants amplifient de manière adéquate leurs services de piquet.

La DSN suivra en 1999 les activités des exploitants et, en particulier, la préparation de leurs plans de contingences; elle entend ainsi s'assurer que les centrales nucléaires suisses sont préparées pour le passage de la date critique du 31.12.1999 à celle du 01.01.2000 en ce qui concerne l'aptitude au fonctionnement correct des systèmes et que leurs exploitants auront planifié et établi un ensemble de mesures pour faire face à des événements provoqués par ce changement de date, ainsi que la disponibilité des ressources en personnel.

## 12.4 Facteurs organisationnels et culture de sûreté

L'organisation d'une centrale nucléaire exerce une influence significative sur le comportement de son personnel. Durant les années récentes, on a consacré beaucoup d'efforts au travail de recherche visant à identifier des critères et des méthodes reflétant la pratique permettant d'arriver à une appréciation de ces influences et à une évaluation des organisations. Mais ces critères et ces méthodes d'appréciation ne sont pas encore suffisamment bien établis pour être acceptés et adoptés par un large cercle d'utilisateurs. C'est d'ailleurs aussi pourquoi, jusqu'à présent, on n'a pu en déduire que très peu d'indications valables en toute généralité et utilisables pour optimiser ces organisations.

À l'époque de la libéralisation du marché de l'électricité et de la pression sur les coûts qui l'accompagne, l'interaction entre organisation et sécurité prend une importance croissante. L'optimisation des ressources devient une nécessité inéluctable, mais qui n'est pas sans poser quelques problèmes, comme l'a déjà montré l'expérience dans des centrales nucléaires à l'étranger. C'est ainsi que, dans quelques cas, les exploitants de certaines installations n'ont plus été en mesure de réaliser les mesures organisationnelles nécessaires pour assurer la poursuite d'une exploitation sûre et que, pour le moins provisoirement, on a dû de ce fait arrêter ces centrales nucléaires. Ces nouvelles orientations dans le domaine énergétique ont pour conséquence immédiate l'exigence que les autorités de surveillance soient particulièrement attentives aux aspects organisationnels. Il est de leur devoir et de leur responsabilité, dans les cas où elles décèlent des indices de faiblesse ou de défaillance dans l'organisation, de rendre les exploitants attentifs à ces insuffisances et, en cas de nécessité, d'intervenir concrètement.

Diverses organisations internationales ont porté cette thématique à l'ordre du jour de leurs activités et mis sur pied des rencontres de spécialistes dans le but de préparer les autorités de surveillance à cette tâche nouvelle. En ce qui concerne la DSN, les réunions suivantes ont présenté un intérêt particulier:

En 1998, des membres du «Comité sur les activités nucléaires réglementaires» (CANR) de l'AEN de l'OCDE («Committee on Nuclear Regulatory Activities, CNRA») ont entrepris une discussion constructive de ce thème sous la conduite de la DSN. Ils ont rédigé un document précisant le rôle et la responsabilité des autorités de surveillance dans la promotion de la culture de sûreté et dans la façon d'en me-

surer l'efficacité. Ce document sera publié en 1999.

Le «Comité de la Sûreté des Installations Nucléaires (CSIN)» de l'AEN de l'OCDE («Committee on the Safety of Nuclear Installations, CSNI») s'est particulièrement occupé de la façon d'évaluer les organisations et de déterminer l'influence de ces dernières sur le comportement du personnel en matière de sécurité; il a en particulier chargé son groupe permanent de travail «Expérience opérationnelle et facteurs humains» («Operational Experience and Human Factors») de déterminer l'état actuel de la science et de la technique dans ce domaine. La DSN a accepté d'assumer la conduite de ces travaux et, dans ce cadre, elle a organisé un atelier (workshop) sur le thème «Facteurs organisationnels - Identification et évaluation» («Organisational Factors – Identification and Assessment») qui s'est tenu en juin 1998 à Böttstein (Suisse), lieu proche du siège de la DSN et auquel 27 spécialistes venant de 12 pays ont participé. Les résultats de cet atelier feront l'objet d'un rapport qui présentera les facteurs organisationnels importants et décisifs et qui décrira les méthodes d'évaluation et leur application dans différents pays. Ce rapport sera publié dans le courant de 1999.

L'AIEA a réuni en juin 1998 une conférence spécialisée sur le thème «Auto-évaluation de la culture de sûreté: aspects marquants et bonnes pratiques» («Safety Culture Self-Assessment: Highlights and Good Practices»). Des représentants de la DSN y ont participé et ont fait part de l'expérience acquise jusqu'à présent dans ce domaine.

## 12.5 Commission fédérale de la sécurité des installations nucléaires

La Commission fédérale de la sécurité des installations nucléaires (CSA) est un organe consultatif du Conseil fédéral (gouvernement) et du Département fédéral (Ministère) de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (DETEC) pour les questions de sécurité nucléaire<sup>1</sup>.

Parallèlement à la DSN, elle donne son avis sur les requêtes en autorisation, elle observe l'exploitation des installations nucléaires du point de vue des aspects fondamentaux de la sécurité nucléaire, elle collabore et contribue à l'établissement de prescriptions et suit la recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire en Suisse et à l'étranger. Le cas échéant, elle formule des recommandations.

La Commission se compose de 13 membres au plus, tous spécialistes dans l'un au moins des domaines concernés de la science et de la technique. Son secrétariat permanent est administrativement rattaché à la DSN. Dans la mesure nécessaire, la DSN met à disposition les informations complémentaires nécessaires à la formation de l'opinion de la Commission.

Dans ses avis sur les requêtes en autorisation, la CSA s'exprime aussi au sujet des avis d'expertise de la DSN. De plus, elle discute et commente chaque fois les rapports annuels de la DSN relatifs aux installations nucléaires suisses.

En 1998, les activités suivantes de la CSA ont présenté un intérêt particulier pour la DSN:

- l'avis, adressé au DETEC, concernant les perspectives de satisfaction des conditions et obligations recommandées par la DSN et la CSA au sujet des dommages aux assemblages combustibles dans le cas d'une augmentation de la puissance de la centrale nucléaire de Leibstadt;
  - l'appréciation sur le premier rapport national concernant la satisfaction des devoirs imposés par la Convention internationale sur la sûreté nucléaire que la Suisse a ratifiée;
  - le document d'opinion au sujet de questions actuelles concernant la gestion des déchets radioactifs en Suisse;
  - le séminaire de la Commission relatif au thème «Augmentation des taux de combustion, allongement des cycles d'exploitation, utilisation des assemblages combustibles MOX», auquel ont participé des experts venant de l'étranger, des installations nucléaires suisses et de la DSN;
  - avis au sujet des propositions du DETEC concernant le transfert de la DSN dans une «Agence nationale de la sécurité» (NASA, de l'allemand «Nationale Sicherheitsagentur»), adressé au Secrétariat général du DETEC.
- Les appréciations que formule la CSA sont utiles à la DSN en ce sens qu'elles peuvent aussi être considérées comme une contribution au contrôle de la qualité; en effet, ce collège d'experts apporte des connaissances et une expé-

<sup>1</sup> 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 aux tout débuts 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.

rience extérieures à l'administration fédérale et même extérieures au domaine de l'énergie nucléaire.

Les travaux de la CSA font l'objet d'un rapport d'activités établi chaque année.

## **12.6 IRRT (équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation): des experts de l'AIEA auscultent la DSN**

Donnant suite à une requête de la Division principale de la sécurité des installations nucléaires (DSN), le Département fédéral (Ministère) de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (DETEC) a adressé à l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), à Vienne, une demande visant à l'invitation d'une équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation (IRRT de l'AIEA) auprès de la DSN pour observer en détail les compétences, les capacités, le champ et les méthodes de travail de la DSN et de donner son appréciation sur les domaines examinés. Cette mission IRRT, à laquelle ont contribué onze experts venant d'Argentine, de Belgique, du Canada, d'Espagne, des États-Unis, de Finlande, de France et de Grande-Bretagne, a séjourné au siège de la DSN, à Würenlingen, du 30 novembre au 11 décembre 1998. Cette équipe d'experts a remis à fin janvier 1999 par l'intermédiaire de l'AIEA son rapport détaillé comportant une série de recommandations et de suggestions destinées à améliorer le travail de la DSN, ainsi qu'un certain nombre de remarques signalant de bonnes pratiques dans les méthodes de travail de la DSN.

Ces experts ont accordé à la DSN de bonnes notes dans les domaines des analyses de sécurité (de sûreté selon la terminologie de l'AIEA), des expertises techniques, de la radioprotection et de l'état de préparation aux situations d'urgence. Par contre, ils se sont exprimés de manière critique en ce qui concerne les procédures d'inspection appliquées jusqu'alors par la DSN dans les installations nucléaires. Leurs critiques ne se sont pas adressées au nombre des inspections, qui a atteint en 1998 le nombre respectable de 519, mais bien plutôt à la façon de les conduire, en soulignant la nécessité d'un formalisme renforcé et d'une systématique améliorée. D'une manière générale, les inspections que la DSN a conduites jusqu'à présent se sont déroulées durant les arrêts programmés des centrales nucléaires pour la maintenance et le renouvellement du combustible, en relation avec les

modifications dans les installations et avec le suivi des événements survenus. Les experts de l'AIEA recommandent que la DSN établisse et mette en vigueur une conception et un programme complets, détaillés et systématiques dans le domaine des inspections, et que cette conception inclue une vérification plus étendue et plus fréquente des aspects liés à la sécurité en exploitation. De plus, il est nécessaire de fixer clairement les compétences, les droits et les devoirs des inspecteurs.

Par ailleurs, les experts recommandent de donner plus d'importance à la haute surveillance sur les transports de matières radioactives. Ils estiment nécessaire que la DSN étende sa surveillance dans ce domaine sur tous les types de substances radioactives et ne se limite plus qu'aux seuls combustibles nucléaires. Cette extension va faire l'objet de consultations avec l'Office fédéral de la santé publique (OFSP), lequel est compétent pour les aspects de radioprotection en dehors du domaine de l'énergie nucléaire. Les experts de l'AIEA proposent encore d'établir un système de classification des déchets radioactifs et de l'ancrer dans la législation.

Les experts se prononcent en outre de manière décisive pour l'aménagement d'une position de la DSN dans l'administration fédérale qui la rende effectivement plus indépendante des autorités compétentes en ce qui concerne l'utilisation et la promotion de l'énergie nucléaire. L'intention de créer une Agence nationale de sécurité technique (NASA, de l'allemand Nationale Sicherheitstechnische Agentur) qui pourrait être chargée des tâches de sécurité technique du DETEC, donc incluant celles de la DSN, encore en cours d'examen, est antérieure à la mission IRRT. Les recommandations des experts confirment donc la justesse de cette intention et lui apportent un argument de poids supplémentaire, mais elles exigent aussi une adaptation de la législation.

Antérieurement à la mission IRRT, la DSN avait déjà entrepris plusieurs démarches visant à augmenter l'efficacité de son travail et à diversifier les procédures de surveillance. L'une d'entre elles est la mise en place à la DSN d'un système de gestion de la qualité pour tous les travaux qu'elle exécute. De l'avis des experts de l'AIEA, la DSN devrait intensifier et accélérer ses efforts pour concrétiser les objectifs de ces démarches. En ce qui concerne la réalisation des recommandations les plus importantes formulées lors de la mission IRRT, la DSN a établi un plan en huit points. Ce plan prévoit en particulier l'introduction d'un système de gestion de la qualité et d'une conception systématisée de l'inspection, ainsi qu'une surveillance approfondie et détaillée des trans-

ports de substances radioactives. De plus, ces mesures s'accompagneront d'une réorganisation de la DSN.

## **12.7 Procédure lors de l'appréciation sur les événements dans les installations nucléaires**

### **12.7.1 Directives de la DSN concernant le devoir de notification**

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 cette 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; il s'agit par exemple de ceux qui, de l'extérieur du site, sont perceptibles optiquement ou acoustiquement.

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

L'échelle dite «Échelle internationale des événements nucléaires», INES (de l'anglais «International Nuclear Event Scale»), établie sous l'égide de l'AIEA, permet de classer les événements survenus sur l'un des sept niveaux (niveaux de 1 à 7) définis en fonction de leurs

effets. C'est ainsi que le classement d'un événement au niveau 7 de l'échelle signale qu'il a eu des conséquences graves pour l'environnement (par exemple Tchernobyl), tandis qu'un classement au niveau 1 indique que l'événement n'a eu aucun effet dans le voisinage, même si, du point de vue de la sécurité, sa signification au niveau de l'installation n'est pas négligeable. L'échelle INES, que l'AIEA avait mise définitivement en service en 1992, est aujourd'hui complétée à son extrémité inférieure par un niveau 0 destiné à caractériser les «événements normaux» tels que des arrêts automatiques du réacteur sans complications. De tels événements font l'objet d'une notification à l'autorité nationale concernée mais, du point de vue de la sécurité, sont insignifiants.

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 différentes 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 pour les centrales nucléaires et les installations

nucléaires du domaine de la recherche. 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 des directives HSK-R-15 et HSK-R-25 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.

## **12.8 Développements et tendances dans le domaine des examens périodiques relevant de l'inspection en service**

Les composants mécaniques enregistrés dans les classes de sécurité tels que la cuve du réacteur et les conduites du circuit caloporteur principal sont soumis périodiquement à des examens non-destructifs. Ce domaine des examens dits récurrents se trouve depuis quelques années (à peu près depuis le début de la présente décennie finissante) au centre d'une profonde évolution. Elle se caractérise par un

abandon de l'ensemble fixe de prescriptions détaillées pour le remplacer par une approche plus flexible et mieux ciblée dans l'intention d'améliorer l'efficacité, la capacité significative et la crédibilité des examens périodiques. Cette évolution concerne, d'une part, le choix des composants et des parties de composants à examiner, choix fait de plus en plus en tenant compte de leur importance en termes de risque («risk informed»). Cette évolution concerne, d'autre part, les exigences relatives aux procédures d'examen et au personnel examinateur: les prescriptions concernant les techniques et les procédures d'examen à utiliser sont remplacées par des prescriptions sur la démonstration de la performance et de sa vérification, dite «performance demonstration» aux États-Unis et «qualification» en Europe.

### **12.8.1 Programmes d'examens périodiques du type «risk informed»**

L'Autorité de surveillance de l'énergie nucléaire aux États-Unis (USNRC) a publié en 1998 une directive (Regulatory Guide) dans laquelle elle expose la conception des programmes d'examens périodiques du type «risk informed» et les conditions qui y sont attachées. En Europe aussi, cette approche suscite de l'intérêt et fait l'objet de divers efforts pour la concrétiser. Un groupe ad hoc de spécialistes (Task Force) du Groupe de travail des autorités de surveillance (Nuclear Regulators' Working Group) de l'Union Européenne, dans lequel la DSN est aussi représentée, a établi un inventaire des connaissances à ce sujet et l'a consigné en 1998 dans un projet de document sous le titre «Pratiques actuelles» («Current Practices Document») et compte le publier en 1999. Lors de la révision de la prescription NE-14 de l'Association suisse d'inspection technique (ASIT), qui est la directive suisse concernant les examens périodiques, on a exprimé plus clairement, en les systématisant et en les renforçant, les concepts de nature qualitative actuellement disponibles exprimant le niveau de risque («risk informed»). Certains exploitants ont également entrepris à ce sujet des études spécifiques de leurs installations. C'est ainsi que l'exploitant de la centrale nucléaire de Beznau a mandaté des spécialistes pour exécuter la première phase d'une étude quantitative de type «risk informed» au sujet des examens périodiques des conduites principales du caloporteur. De son côté, l'exploitant de la centrale nucléaire de Leibstadt travaille à la mise en oeuvre d'EPS particulières pour sélectionner les composants des classes de sécurité 2, 3 et 4 à inclure dans le programme de surveillance du vieillissement.

### 12.8.2 La qualification des systèmes d'examen

Le code ASME (standard établi par la Société américaine des ingénieurs-mécaniciens) prescrit que les systèmes d'examens basés sur la technique des ultrasons (c'est-à-dire les procédures d'examen, les équipements techniques nécessaires et le personnel examinateur) doivent faire l'objet d'une qualification basée sur une démonstration standardisée de leur performance et de sa vérification, dite «performance demonstration». Cette exigence du code ASME sera rendue impérative en 1999 aux États-Unis pour toute l'industrie nucléaire. En Europe, les représentants des autorités de surveillance des États de l'Union Européenne et de la Suisse ont formulé en 1996, dans un document dit de consensus, un ensemble d'exigences communes relatives à la qualification de systèmes d'examens périodiques. Ces exigences expriment ce que l'on nomme la «méthodologie européenne de la qualification» que le réseau européen de qualification de l'inspection (European Network for Inspection Qualification, ENIQ) a présentée dans un document fondamental révisé et publié en 1997.

La conception de la qualification des procédures d'examen, des équipements techniques nécessaires et du personnel examinateur exige de chacun des acteurs dans ce domaine un changement de leur manière de penser et une modification de leurs méthodes de travail. Mais, en ce qui concerne sa mise en oeuvre, la méthodologie européenne de la qualification n'a pas encore trouvé une forme reflétant les besoins de la pratique. C'est la raison pour laquelle il n'est pas conseillé d'introduire abruptement et sur un large front des exigences strictes de qualification. Depuis 1993, le plus souvent à l'instigation de la DSN, les exploitants des centrales nucléaires suisses ont déjà effectué plusieurs procédures de qualification. Celles-ci s'appuient de plus en plus sur la méthodologie européenne de la qualification.

Le 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, que l'exploitant de la centrale nucléaire de Leibstadt avait mis en route en 1995, s'est trouvé en 1998 dans la phase finale décisive. Dès le début, on avait intégralement basé ce projet sur les principes fondamentaux de la méthodologie européenne de la qualification. C'est aussi la raison pour laquelle il joue le rôle de projet-pilote dans le cadre duquel il est possible d'identifier les nombreux aspects et les problèmes de la réalisation pratique et de les étudier. Lors de la préparation, de l'exécution, du dépouillement et de la documentation des tests aveugles, l'organisme de qualification (Qualification Body) a reçu les conseils et le soutien d'un expert du programme américain «Performance Demonstration Initiative» (démonstration de la performance). Cette aide s'est échelonnée sur plusieurs mois au cours des années 1997 et 1998 et s'est avérée décisive pour l'exécution dans les règles et dans le temps prévu des tests aveugles. Il s'est agi là de la première activité de conseil du programme «Performance Demonstration Initiative» en dehors des États-Unis. Par le fait que l'examen des cordons de soudure mixtes constitue encore un défi tant pour la technique d'examen que pour les examinateurs, le projet ne pouvait pas s'appuyer sur des performances certifiées. Plusieurs firmes examinatrices ont participé au projet; il a aussi fallu passer par plusieurs phases d'optimisation avant de pouvoir définir la procédure de qualification qui, finalement au début de l'été 1998, c'est-à-dire trois ans après le début du projet, a conduit au succès. Cette durée reflète l'expérience acquise jusqu'à présent dans ce domaine, en particulier en Suède où, durant les années récentes, on a conduit un grand nombre de procédures de qualification selon la méthodologie européenne de la qualification.

# 13. Recherche en matière de sécurité nucléaire

Dans le cadre du mandat qu'elle a reçu de l'autorité politique, la DSN, en sa qualité d'autorité de surveillance, a pour tâche d'évaluer la sécurité des centrales nucléaires suisses en comparant le niveau de sécurité 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. Afin de satisfaire cette tâche tout en restant conscient des coûts, 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 en plusieurs domaines et prennent l'une des trois 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.

Tous les projets de recherche que soutient la DSN ont une valeur pratique pour la surveillance. Allant de l'intégrité structurelle (vieillesse des composants des centrales nucléaires) et de l'investigation des phénomènes complexes qui peuvent se manifester au cours des dérangements jusqu'aux effets des rayonnements ionisants sur les gens et les matériaux, et incluant l'influence des facteurs humains sur la sécurité des installations, ces projets de recherche donnent accès à de nouvelles et importantes connaissances qui s'intègrent directement dans les procédures de surveillance de la DSN.

Chacun des projets de recherche que la DSN a soutenus et suivis durant l'année 1998 est succinctement caractérisé dans l'un des sous-chapitres qui suivent.

## 13.1 Radioécologie: études et services technico-scientifiques de l'Institut Paul-Scherrer (PSI, Würenlingen/Villigen)

L'objectif des projets de recherche du PSI est d'étendre les connaissances théoriques et pratiques en radioécologie. Celles-ci ont une signification importante en ce qui concerne l'appréciation des effets des rejets radioactifs en exploitation normale et à la suite de dérangements. En 1998, les efforts principaux ont porté sur les quatre thèmes suivants:

### 1. CHECOSYS

Au sein du groupe de travail CHECOSYS, les spécialistes du PSI ont approfondi la compréhension du modèle radioécologique au moyen d'études paramétriques. Sur la base du «Quatrième rapport concernant l'alimentation en Suisse», ils ont réajusté les quantités de nourriture absorbée.

### 2. SEMINAT

Dans le cadre de la participation de la Suisse au projet SEMINAT («dynamique à long terme des radionucléides dans des environnements semi-naturels») de l'Union Européenne, les spécialistes du PSI ont terminé en 1998 les investigations et essais dans la nature conduits à Novaggio (TI). Ils ont en outre continué les essais en laboratoire entrepris pour caractériser l'absorption de césium par le mycélium des champignons et le transport au sein du mycélium. Des résultats définitifs ne sont cependant pas encore disponibles.

### 3. BIOMASS

Dans le cadre du programme international de l'AIEA concernant les méthodes de modélisation et d'évaluation de la biosphère, dit BIOMASS (International programme on BIOSphere Modelling and ASSessment methods), on avait prévu de conduire en 1998 un essai en serre sur des arbres fruitiers visant à déterminer les conditions de fixation du césium dans les fruits par l'intermédiaire des feuilles. Par le fait que ces arbres n'ont développé qu'une faible floraison

et que les quelques fleurs restantes se sont desséchées au printemps, il a fallu reporter l'essai en 1999.

#### 4. Césium et Strontium dans les troncs d'arbres à Tchernobyl

Dans le cadre de la collaboration entre le Centre belge de recherche nucléaire (SCK/CEN) à Mol (B) et l'Institut Paul-Scherrer (PSI) à Würenlingen, les spécialistes ont étudié la répartition de césium et de strontium dans les troncs d'arbres en fonction de l'âge de ces derniers dans le voisinage de Tchernobyl.

Au fur et à mesure de leur mise à disposition, les résultats de tous ces projets de recherche font l'objet d'une évaluation et sont intégrés dans les applications pratiques. Il est prévu de poursuivre ces travaux en 1999.

### 13.2 Collaboration en dosimétrie et en radiochimie analytique; PSI, Würenlingen/Villigen

Les deux projets du PSI «Collaboration en dosimétrie» et «Collaboration en radiochimie analytique» conduits à l'instigation et avec le support de la DSN mettent à disposition de cette dernière d'importantes informations utiles à l'amélioration de la dosimétrie et de la surveillance des rayonnements.

En 1998, les spécialistes du Laboratoire AC de l'Armée ont aussi pu mettre à profit cette collaboration en ce sens que le PSI a organisé pour eux deux cours de formation. En plus de la formation proprement dite, ces cours avaient aussi pour objet la vérification de l'état de préparation du laboratoire spécialisé du PSI incorporé dans l'Organisation d'intervention (de la Confédération) en cas d'augmentation de la radioactivité (OIR).

La mise en exploitation normale de l'installation d'étalonnage des moniteurs de surveillance de la contamination de l'air par le tritium, que la Division «surveillance des rayonnements et gestion des déchets radioactifs» (ASE) du PSI a conçue, développée et améliorée, a permis de rassembler des expériences utiles.

Les mesures d'étalonnage faites sur un fantôme (modélisation d'un thorax humain) dans le moniteur de triage de la centrale nucléaire de Beznau ont montré que l'on pouvait standardiser la méthode d'étalonnage de telles places de mesure. Les résultats obtenus vont constituer une contribution utile à l'autorité de surveillance pour formuler les exigences con-

cernant les mesures de triage qui seront prises en considération dans la nouvelle ordonnance sur la dosimétrie.

Le développement du nouveau système de dosimétrie neutronique basé sur des feuilles du polymère organique CR-39 est terminé; l'exploitation normale de ce système au PSI s'est montrée concluante.

Les investigations menées au PSI au moyen de l'anthropogammamètre sur les employés des CFF impliqués dans les transports d'assemblages combustibles irradiés ont démontré que, parmi ces personnes, aucune n'a présenté d'indices d'une incorporation liée à ces transports.

Cette collaboration de la DSN avec le PSI est d'un grand intérêt pour la continuité de la surveillance des rayonnements ionisants. Les analyses faites pour les centrales nucléaires et relatives aux rayonnements alpha sont d'une importance particulière pour la DSN. En 1998, les efforts principaux de la radiochimie analytique se sont portés sur le développement de méthodes d'analyse destinées à la détermination des isotopes Ni-63 et Sr-90, ainsi qu'à la mise en évidence des actinides dans les échantillons de terres et de plantes. Ces nouveaux développements sont actuellement mis en oeuvre dans l'analyse des échantillons des sols typiques de l'environnement au voisinage de l'Entrepôt central pour déchets radioactifs (ZZL) de Würenlingen (projet de la ZWILAG), échantillons prélevés avant la mise en service de cet entrepôt au titre de la conservation des valeurs de référence de ce site pour la surveillance ultérieure en exploitation. Ces nouvelles méthodes remplacent les anciennes procédures pour la détermination du Sr-90 dans le cadre de la surveillance de l'environnement au voisinage du PSI et de la centrale nucléaire de Beznau.

Cette collaboration avec le PSI sera poursuivie dans les deux domaines, c'est-à-dire celui de la dosimétrie et celui de la radiochimie analytique.

### 13.3 Épidémiologie: questions particulières; Registre cantonal zurichois des cas de cancer, Zurich

L'épidémiologie (étude des rapports existant entre les maladies ou tout autre phénomène biologique, et divers facteurs tels que mode de vie, milieu ambiant ou social et particularités individuelles, susceptibles d'exercer une influence sur leur fréquence, leur distribution et leur évolution) s'appuie sur des informations

provenant de sources très différentes telles que les statistiques sur les causes de décès, les registres d'incidence des maladies, les statistiques des hôpitaux, les enquêtes médicales. Jusqu'à présent, en Suisse, seules les statistiques sur les causes de décès ont fait l'objet de relevés à l'échelle du pays. Ce qui est tout aussi important que l'enregistrement des «cas» eux-mêmes, c'est de rassembler des informations sur les populations dont ces cas proviennent. Le seul relevé qui les inclut est le recensement de la population. Pour des raisons de protection des données, les recensements de population et les statistiques sur les causes de décès sont rendus anonymes. La mise en relation des données individuelles provenant de ces deux sources est évidemment d'un grand intérêt du point de vue épidémiologique car cela rend possible l'étude de questions qui, antérieurement, n'étaient pas accessibles à l'analyse et permet, en plus, de mieux contrôler les facteurs influents et les sources d'erreurs. Dans le cadre d'un accord avec le Registre cantonal zurichois des cas de cancer, la DSN soutient un projet qui devrait permettre une mise en relation des statistiques sur les causes de décès et des recensements de population, ainsi qu'une évaluation des corrélations, tout en respectant la protection de la sphère privée et des données. On a déjà conduit une étude de faisabilité et les premiers résultats sont disponibles. Il est apparu que la mise en relation, au moyen de la date de naissance et d'autres variables contenues dans les deux sources de données, était possible pour la majorité des cas de décès.

### **13.4 Investigations et études de biologie moléculaire sur la radiosensibilité des cellules; PSI, Würenlingen/Villigen**

Si l'on irradie des cellules provenant de mammifères, il en résulte des dommages au matériel génétique (ADN) qui se manifestent par un arrêt de la multiplication cellulaire et par des tentatives de réparer ces dommages. Si ces tentatives ne réussissent pas, ou si le succès n'est pas suffisamment rapide, la cellule «se décide» à mourir selon un mode contrôlé, ce qui empêche d'autres dommages à l'organisme entier, par exemple sous la forme de l'apparition de cellules cancéreuses. Pour contrôler de tels processus, la cellule utilise très souvent des enzymes qui opèrent une phosphorylation d'autres protéines. De cette façon, de telles enzymes modifient la fonction

des protéines et, par là, le comportement des cellules. Un important groupe de ces enzymes est constitué par les kinases dites MAP. Dans le cadre de ce projet sur la radiosensibilité des cellules, on a développé en 1998, pour les kinases MAP les plus diverses, un test d'activité (ce n'est pas un test de radioactivité) extrêmement sensible, qui est actuellement le seul test connu. De tels tests fournissent des informations sur la transmission des signaux au sein des cellules et, ainsi, permettent de comprendre comment les cellules réagissent à une irradiation. Les connaissances dans ce domaine présentent un grand intérêt pour la DSN, et c'est la raison pour laquelle elle soutient ces travaux de recherche au PSI.

### **13.5 Rôle du «facteur de croissance endothéliale vasculaire» (VEGF, Vascular Endothelial Growth Factor) dans la réparation des dommages induits par les rayonnements ionisants dans les cellules; PSI, Würenlingen/Villigen**

Les parois intérieures du cœur et des vaisseaux sanguins sont tapissées d'une couche de cellules endothéliales (endothélium) qui sont d'ailleurs les précurseurs de ces parois. La génération des tissus vasculaires est un processus complexe contrôlé par des hormones telles que celles qui sont considérées dans la formation du «facteur de croissance endothéliale vasculaire» (VEGF). L'endommagement des vaisseaux sanguins est, d'une part, un aspect important en cas de lésions dues aux rayonnements ionisants mais constitue, d'autre part, une approche prometteuse comme thérapie du cancer par l'interruption de l'apport sanguin aux tumeurs. C'est la raison pour laquelle la sensibilité aux rayonnements ionisants de l'endothélium est devenu un thème de recherche très intéressant auquel le PSI se consacre dans le cadre d'un nouveau projet de recherche mis en route en 1998: on a déjà procédé aux premières expériences destinées à la détermination de la sensibilité aux rayonnements ionisants des cellules endothéliales. Il faut s'attendre que le facteur dit VEGF favorise la réparation des tissus ayant subis des lésions dues aux rayonnements ionisants et, par suite, trouve une application thérapeutique dans ces cas. Cela justifie amplement le soutien que la DSN apporte à la recherche fondamentale relative au facteur dit VEGF.

### **13.6 Perfectionnement des méthodes de l'aéroradiométrie; Institut de géophysique, EPF – Zurich**

Ce programme se poursuit en visant une extension et une amélioration de la capacité de mesurer rapidement et sur de grandes étendues la radioactivité, tant naturelle qu'artificielle. À cet effet, les équipements de mesure existants utilisés pour l'aérogammaspectrométrie et les logiciels qui leur sont associés font l'objet de nouveaux développements.

Pour la DSN, les données aéroradiométriques sont importantes car elles sont nécessaires pour apprécier la situation radiologique au voisinage des installations nucléaires. Elles contribuent aussi à l'établissement et à la conservation de valeurs de référence. Eu égard aux situations d'urgence, on s'efforce en outre de mettre à disposition rapidement (c'est-à-dire en temps réel) les données résultant du dépouillement des mesures. La participation à un projet international commun constitue un autre point fort de ce programme.

Au cours de ses campagnes aériennes de mesures annuelles, la Centrale nationale d'alarme (CENAL) a déterminé en 1998 les champs de radioactivité au voisinage des centrales nucléaires de Beznau et de Leibstadt. Les résultats sont similaires à ceux des années antérieures et ont livré la même carte radiologique. La centrale nucléaire de Beznau ne ressort pas du bruit de fond naturel. Par contre, on a identifié la centrale nucléaire de Leibstadt par son rayonnement gamma à haute énergie, phénomène connu et typique des réacteurs à eau bouillante dont on a déjà tenu compte lors de la conception et du dimensionnement de l'installation. Quant au site du PSI, il se distingue, comme lors des années antérieures, par un rayonnement plus élevé que celui mesuré dans son voisinage. En dehors des sites des installations nucléaires et de recherche en physique des particules, on n'a identifié en aucun lieu du pays une augmentation de la radioactivité qui ne provient pas des retombées d'armes atomiques et de l'accident de Tchernobyl. Le niveau de la radioactivité est resté le même qu'au cours des années précédentes.

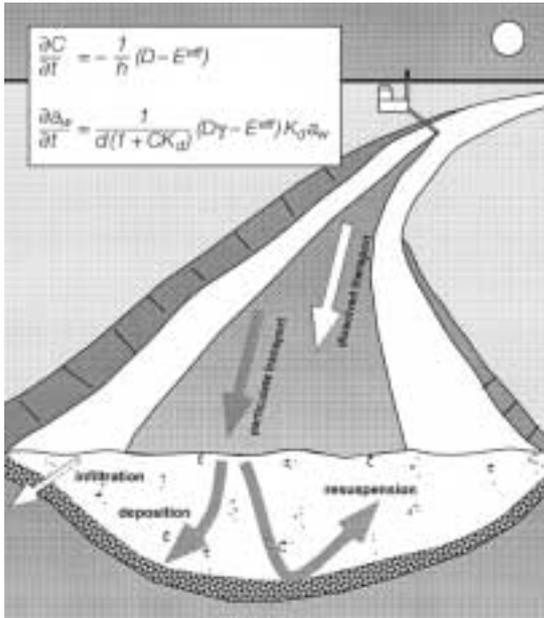
### **13.7 Détermination des champs éoliens dans la Vallée supérieure de l'Aar au moyen du programme WINDBANK; PSI, Würenlingen/Villigen**

Le projet WINDBANK, que l'on a poursuivi en 1998 et dont le sigle rappelle qu'il s'agit de la détermination des divers champs éoliens à trois dimensions dans les zones 1 et 2 des centrales nucléaires, de leur classement d'après des critères météorologiques et de leur mise en forme pour l'incorporation dans une banque de données d'accès aisé, a fait l'objet de travaux concernant la partie dite «WINDBANK oberes Aaretal», qui couvre la Vallée supérieure de l'Aar dans laquelle se trouve le site de la centrale nucléaire de Mühleberg. Ces travaux se poursuivront ensuite dans la partie moyenne de la Vallée de l'Aar (qui inclut le site de la centrale nucléaire de Gösgen). Rappelons que cette banque de données de tous les champs éoliens, établie dans la perspective de la préparation aux situations d'urgence, permettra de déterminer rapidement les secteurs mis en danger et, en utilisant des modèles de calcul appropriés (par exemple ADPIC), de prévoir la dispersion des substances radioactives (voir aussi le sous-chapitre 10.5).

### **13.8 Comportement des radionucléides issus de centrales nucléaires dans l'Aar et le Rhin; EAWAG – Dübendorf-Zurich**

L'accord conclu il y a six ans entre l'Institut fédéral pour l'aménagement, l'épuration et la protection des eaux (EAWAG) et la DSN a trouvé sa conclusion à fin 1998 avec la publication, dans la série des écrits de cet institut, du rapport final intitulé «The Behaviour of Nuclear Reactor Derived Metallic Radionuclides in the Aquatic System of Switzerland» et rédigé par A. Albrecht.

Il n'est naturellement pas possible de refléter ici autrement que par un court résumé le contenu du rapport final très détaillé de l'EAWAG. La problématique d'ensemble du transport des substances radioactives dans les eaux de surface peut être divisée en sept aspects distincts, à savoir:



Le comportement des radionucléides dans l'Aar et le Rhin  
Source: EAWAG, Dübendorf

- Composition des effluents liquides des centrales nucléaires et leur comportement avant leur rejet dans le système fluvial;
- modélisation physico-mathématique du transport des radionucléides dans le système fluvial;
- adsorption de radionucléides métalliques – en particulier du cobalt (Co) – sur les particules en suspension dans l'eau (processus chimiques);
- sédimentation et resuspension de particules dans le système fluvial;
- modèles combinés aptes à la description de l'adsorption, de la sédimentation et de la physique des lacs et des rivières;
- résultats pour d'autres radionucléides métalliques (Mn, Zn, Cs) en plus du Co;
- signification des informations ainsi acquises du point de vue de la surveillance de l'environnement et inclusion de ces informations dans les programmes de surveillance des centrales nucléaires.

Grâce aux résultats obtenus, on a pu, d'abord, améliorer les connaissances sur le transport des radionucléides en milieu aquatique, et même les réviser partiellement. Tenant compte, ensuite, de ces améliorations, on a pu optimiser les programmes de surveillance de l'environnement en ce qui concerne les rivières et les lacs en aval des centrales nucléaires.

### 13.9 Corrosion inter cristalline fissurante sous contrainte dans les aciers constitutifs des composants de réacteurs en contact avec de l'eau à haute température; (PSI, Würenlingen/Villigen)

L'objectif de ce projet est l'investigation approfondie du comportement, sous l'effet de la corrosion inter cristalline fissurante sous contrainte, des aciers constitutifs des composants de l'enveloppe de maintien de la pression du circuit caloporteur principal des réacteurs à eau bouillante (REB) et qui sont donc en contact avec de l'eau à haute température durant toutes les phases de l'exploitation. Le PSI dispose des autoclaves ainsi que des équipements d'essais et de mesures nécessaires pour conduire les expériences sur la croissance des fissures dans des conditions permettant de garder le contrôle des facteurs mécaniques et de ceux liés à la chimie de l'eau. Les aciers constitutifs des cuves de réacteur étudiés jusqu'à présent, soumis à des contraintes mécaniques statiques dans un environnement très proche des conditions typiques de la chimie de l'eau des REB (mais sans l'effet du rayonnement neutronique), montrent une résistance élevée à la corrosion inter cristalline fissurante sous contrainte. Un exercice international portant sur une série d'essais de comparaison auquel ont participé, à part le PSI, le Laboratoire d'essais des matériaux de Stuttgart (MPA-Stuttgart), la firme KWU-Siemens à Erlangen, l'Institut technique Valtion de Finlande (VTT-Finland) a confirmé ces résultats. L'ensemble des données expérimentales acquises au cours des travaux du PSI au sujet de la corrosion inter cristalline fissurante sous contrainte des aciers ferritiques utilisés pour la construction des cuves de réacteur dans les conditions typiques des réacteurs à eau bouillante est très considérable. Ces données intéressent d'ailleurs l'institut américain de recherche EPRI (Electric Power Research Institute, USA) auquel, à sa demande, elles ont été communiquées durant l'année sous revue. Parmi les travaux prévus pour 1999 dans le cadre de ce projet, il convient de mentionner, d'une part, des investigations sur la corrosion inter cristalline fissurante sous contrainte de cordons de soudure, des zones correspondantes soumises à l'influence thermique de la soudure et du matériau de base, ainsi que, d'autre part, des expériences sur la croissance des fissures dans les aciers peu alliés qui sont sensibles à



*Examen d'un matériau dans une cellule chaude du PSI. C'est ici que sont déterminées les propriétés mécaniques des matériaux prélevés sous forme d'échantillons dans les centrales nucléaires.* Source: PSI

la corrosion fissurante liée aux dilatations thermiques.

Pour la DSN, il est important de poursuivre ces travaux afin d'obtenir et de disposer des informations nécessaires à l'évaluation de l'intégrité structurelle des composants de l'enveloppe de maintien de la pression du circuit caloporteur principal des réacteurs.

### **13.10 Maîtrise de la contamination dans les réacteurs à eau légère; PSI, Würenlingen/Villigen**

Dans le cadre de ce projet, les spécialistes du PSI ont abordé en 1998 diverses questions relatives à l'interaction entre les aciers austénitiques alliés au chrome-nickel et l'eau des réacteurs à eau bouillante avec ses impuretés typiques. Ils ont en plus travaillé à un mandat que la DSN leur a attribué concernant la chimie de l'eau du réacteur de la centrale nucléaire de Leibstadt et ont rendu leurs conclusions à ce sujet.

Les aspects suivants ont constitué des points forts des travaux menés en 1998:

1. Évaluation des mesures proposées par ABB-Suède pour diminuer la fréquence et l'ampleur des dommages dus à la corrosion des tubes de gainage des assemblages combustibles au voisinage des grilles de maintien à la centrale nucléaire de Leibstadt. La cause de ces corrosions (dites «corrosion d'ombre»<sup>1</sup>) n'est cependant pas encore clairement élucidée: d'autres investigations sont encore nécessaires pour y parvenir.
2. Dépouillement des mesures et conclusion de la partie expérimentale des tests de vérification des effets de diverses substances en solution dans le caloporteur (eau) sur le dépôt de nucléides radioactifs à la surface des composants du circuit caloporteur primaire. Dans ce cadre, les expérimentateurs ont mesuré, sur divers échantillons sélectionnés de matériaux, l'épaisseur des couches d'oxyde, leur composition chimique et leurs propriétés semi-conductrices.
3. Installation et mise à l'épreuve de dispositifs de mesures électrochimiques en continu dans l'eau à haute température. Les spécialistes du PSI ont en particulier poursuivi le développement de ces dispositifs de mesures et ils les ont mis en oeuvre pour apporter des réponses à un certain nombre de questions relatives à la constitution de la couche d'oxyde (corrosion, dépôt d'activité, propriétés semi-conductrices des oxydes) à la surface des aciers inoxydables.

Par ailleurs, on a conduit des expériences – et on en prévoit d'autres – destinées à déterminer l'efficacité de l'adjonction dosée de métaux nobles dans le caloporteur sur le comportement des matériaux de structure du point de vue de la corrosion et de la contamination.

Les travaux relatifs à la maîtrise de la contamination conduits au «Laboratoire du comportement des matériaux (Labor für Werkstoffverhalten LWV)» du PSI se poursuivront à l'avenir. La DSN les encourage et reconnaît ainsi les efforts entrepris pour contribuer à la diminution des champs de radiation et des contaminations dans les centrales nucléaires.

<sup>1</sup> Ce terme est une traduction directe de l'anglais «shadow corrosion» et de l'allemand «Schattenkorrosion»; il s'agit d'une corrosion apparaissant sur un matériau (ici le gainage d'un barreau combustible) placé derrière un autre matériau (ici la grille de maintien) qui porte ainsi une ombre sur le premier en ce qui concerne l'incidence d'un rayonnement (ici neutronique).

### **13.11 REVENT II: 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; Institut d'ingénierie chimique, EPF – Zurich**

L'un des objets du projet de recherche REVENT est une investigation expérimentale des effets du réentraînement de substances radioactives et d'aérosols contenues dans l'eau du puisard vers l'atmosphère de l'enceinte de confinement lors de la dépressurisation contrôlée au travers de filtres à la suite d'un accident grave avec fusion du cœur, cet «accident» étant simulé expérimentalement. Les résultats obtenus permettront une meilleure estimation des quantités de radioactivité relâchées vers l'extérieur lors d'un accident.

L'installation expérimentale comporte essentiellement un modèle d'enceinte de confinement d'une contenance de 5 m<sup>3</sup> équipé d'un système de dépressurisation contrôlée. Un objectif important de cette investigation est la compréhension des phénomènes liés à l'entraînement des aérosols dans le système de dépressurisation au moment de la mise en action de ce dernier et durant son fonctionnement stationnaire, tout en tenant compte de la convection naturelle dans l'enceinte de confinement.

Au cours de la première phase du projet (REVENT I), on avait développé un modèle représentant le réentraînement des aérosols contenus dans l'eau du puisard et son transport dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement. Il est apparu que l'entraînement de gouttelettes dépend fortement du diamètre des bulles à la surface de l'eau du puisard et des conditions d'écoulement dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement. La connaissance du diamètre des bulles est par conséquent un élément important pour la détermination de la masse de matières issues du puisard qui repasse dans l'atmosphère du confinement. Afin de pouvoir vérifier de manière approfondie la validité du modèle de réentraînement, on a modifié l'installation REVENT. On a procédé à une première expérience, conduite avec une atmosphère dans l'enceinte de confinement constituée unique-

ment d'eau sous forme de vapeur (avec éventuellement des gouttelettes de brouillard), c'est-à-dire sans gaz tels que l'oxygène ou l'azote. Cette expérience a mis en évidence que, dans le domaine des pressions considérées, la répartition des diamètres des bulles dans le puisard ne dépendait pas de la pression. Elle a aussi montré que, quelle que soit la pression considérée, le refroidissement de l'atmosphère du confinement n'exerce aucune influence sur le facteur de réentraînement. Par contre, si la pression dans le confinement augmente, on constate un accroissement de l'entraînement vers l'atmosphère du confinement.

### **13.12 Interactions corium – structures – eau durant les accidents graves dans les réacteurs à eau légère; Institut royal de technologie (RIT), Stockholm, Suède**

Ce projet de recherche jouit d'un soutien financier de la part de six organisations internationales et nationales parmi lesquelles on peut mentionner l'Autorité de surveillance de l'énergie nucléaire aux États-Unis (United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC), l'Autorité suédoise de sécurité nucléaire (SKI), l'Union Européenne (UE) et la DSN. La direction de ce projet a été confiée à l'Institut royal de technologie (Royal Institute of Technology (RIT), Nuclear Power Safety), Stockholm (Suède). Les travaux exécutés en 1998 se sont insérés dans trois domaines:

- 1. Interactions corium<sup>1</sup> – cuve du réacteur**  
Afin de simuler expérimentalement la déformation et le fluage d'une cuve du réacteur au cours d'un accident grave, on a eu recours à un modèle de cuve dans lequel on a introduit jusqu'à 20 litres d'oxydes en fusion surchauffés (simulation du corium) et que l'on a chauffé et mis sous pression. Les résultats de cette expérience ont mis en évidence des déformations et des élongations mesurables de la cuve. Il s'agit là de

<sup>1</sup> 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); la masse qui en résulte, d'abord liquide ou pâteuse, peut rester à l'intérieur de la cuve du réacteur, mais peut aussi la perforer par fusion du fond et s'écouler sur le radier du bâtiment du réacteur, éventuellement même traverser ce dernier, avant de finalement se solidifier complètement.

données importantes sur le comportement d'une cuve du réacteur en ce qui concerne ses déformations et la possibilité de la refroidir durant un accident grave. Ces données constituent une base sur laquelle on pourra s'appuyer pour développer des modèles théoriques.

## 2. Interaction combustibles nucléaires – caloporteur

Cette partie du projet a pour objet la façon dont le corium liquide et le caloporteur (eau) se mélangent et la nature de la fragmentation du corium qui en résulte. Il est apparu que la température de l'eau y joue un rôle décisif en ce qui concerne la dimension des fragments de corium.

## 3. Répartition et refroidissement du corium liquide

Ce thème a fait l'objet, en 1998, de diverses expériences desquelles il est ressorti que le passage du corium de la phase «liquide» à la phase «solide» se fait en grande partie au voisinage immédiat de l'emplacement de l'écoulement.

Il est prévu de poursuivre ces travaux de recherche sur les accidents graves.

## 13.13 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. L'analyse de la fiabilité humaine, considérée comme partie intégrante des études probabilistes de sécurité (EPS), est vouée à l'étude de l'influence des actions du personnel exploitant sur le déroulement des dérangements. Il comporte en particulier l'analyse de certaines de ces actions qui ont une importance décisive sur l'évolution d'un accident pour en tirer des valeurs de la probabilité d'erreurs humaines lors de telles actions. Durant 1998, seconde année de ce projet, on a traité des thèmes suivants:

Nouvelle appréciation des probabilités d'erreurs ou de fautes lors de certaines actions de l'opérateur dans le cadre de l'EPS relative à une centrale nucléaire suisse

Cette nouvelle appréciation a été faite au moyen de diverses méthodes propres à l'analyse de la fiabilité humaine (HRA) en tenant compte des conditions spécifiques de l'installation considérée. Les valeurs de probabilité d'erreur humaine déterminées par les spécialistes du PSI sont plus élevées que les valeurs admises antérieurement d'un facteur compris entre deux et six. En complément de ces indications quantitatives, un relativement grand nombre de recommandations pratiques ont été formulées relativement à la mise en oeuvre des méthodes «HRA». On soumettra ultérieurement ces résultats à une vérification externe de la qualité de ces travaux.

### Actions fautives («errors of commission», EoC):

Les approches proposées pour analyser les actions fautives ont fait l'objet d'une évaluation conduite en collaboration avec la Société allemande GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit).

### Simulation dynamique:

On a poursuivi les travaux de développement d'une simulation dynamique du comportement des opérateurs dans le cadre d'une collaboration avec le projet «STARS». On a en particulier testé une nouvelle interface qui permet un couplage du modèle «OPSIM» représentant le comportement de l'opérateur avec le code RETRAN qui décrit le comportement physique de la centrale nucléaire. On a encore formulé le concept d'un nouveau modèle qui simule le comportement de l'opérateur durant un accident selon des scénarios adaptés aux centrales nucléaires suisses et on a entrepris sa mise en oeuvre.

De plus, au niveau international, le PSI collabore à plusieurs activités dans le domaine de l'analyse de la fiabilité humaine telles que la nouvelle «tâche HRA» du Groupe de travail N° 5 de l'AEN (OCDE) et «l'action concertée» relative aux nouvelles approches dans le domaine «HRA» soutenue par l'Union Européenne. Quant au programme de l'AIEA consacré au domaine HRA, dit «Co-ordinated Research Programme», il est arrivé à sa conclusion dans le courant de 1998.

### **13.14 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)**

L'interface homme-machine est décisive en ce qui concerne la sécurité des installations techniques. Dans le cadre des travaux de recherche dans ce domaine, le centre de recherche de l'OCDE de Halden, en Norvège, étudie en particulier la formalisation des méthodes et des techniques destinées à améliorer la qualité des logiciels. La DSN a délégué auprès du Projet Halden l'un de ses collaborateurs afin que celui-ci acquiert les connaissances relatives aux méthodes formelles de développement et de vérification des logiciels ainsi que la compétence et l'expérience nécessaires à leur mise en oeuvre pratique.

Comme première tâche, ce collaborateur a créé un « éditeur graphique » pour un langage algébrique des spécifications existant, développé antérieurement au sein du Projet Halden, en visant la mise à disposition d'une surface de commande et de travail plus confortable pour l'utilisateur.

Il s'est avéré que l'on pouvait, grâce aux nouvelles techniques, établir les spécifications des applications de manière plus précise que ce n'est le cas avec une description non formalisée. De plus, on peut utiliser directement les spécifications établies selon ces méthodes de formalisation pour les phases ultérieures du développement des logiciels. Il est cependant apparu que l'introduction de ces techniques et la mise au courant des utilisateurs exigeait un effort relativement important. Ces derniers ont en effet besoin d'un temps d'adaptation assez long avant de se sentir à l'aise avec ces nouvelles techniques formalisées.

Les connaissances ainsi acquises ont déjà fait l'objet de rapports mis à la disposition des membres du Projet Halden de l'OCDE. Mais, dans le cadre de ce projet, les travaux d'investigation et de développement au sujet de la mise en oeuvre de ces techniques formalisées se poursuivent.

### **13.15 Maintien et développement de l'expertise relative à la mesure des densités de flux neutronique; PSI, Würenlingen / Villigen**

La détermination des densités de flux neutronique (quelquefois, on dit aussi fluences neutroniques) est essentielle pour l'estimation de l'effet de l'irradiation neutronique sur les aciers de la cuve du réacteur d'une centrale nucléaire. On sait que les neutrons rapides (c'est-à-dire à haute énergie) issus des fissions dans les combustibles nucléaires et absorbés dans les matériaux de structure, avant tout dans les aciers ferritiques des cuves, provoquent des modifications défavorables et indésirables de leurs propriétés mécaniques telles que la ductilité, la résilience, la température de transition vers le domaine de rupture fragile et la limite d'allongement. À ce sujet, il est indispensable de savoir dans quelle mesure cette densité de flux neutronique a négativement modifié les propriétés mécaniques connues de ces aciers, modification qui entraîne une détérioration des propriétés importantes pour la sécurité et, par là, d'en tirer une estimation de la diminution des marges de sécurité. La connaissance de ces modifications permet d'en déduire des critères afin de définir les conditions d'exploitation en ce qui concerne la cuve du réacteur, notamment la température minima à respecter avant de la mettre sous pression pour éviter de se trouver dans le domaine de la température de transition vers le domaine de rupture fragile (NDT), de façon à garantir une ductilité suffisante de l'acier durant la totalité de la durée de fonctionnement de la cuve. Ces informations sont également très utiles en vue des considérations ultérieures sur les chocs thermiques sous contrainte de pression (Pressurised thermal shock, PTS). Sur la base des analyses métallurgiques d'échantillons du matériau de la cuve exposés à l'irradiation neutronique dans des capsules dites de surveillance, il est possible d'établir l'évolution des propriétés mécaniques de la cuve du réacteur en fonction de la densité de flux neutronique et, ainsi, l'historique de l'exploitation d'une centrale nucléaire. À part l'utilisation de dosimètres neutroniques standards, on peut aussi avoir recours à des échantillons sous forme de copeaux prélevés par raclage à la surface de la cuve (ce que l'on nomme en allemand les «Kratzproben»), lesquels constituent une sorte de dosimètres neutroniques «in situ» et fournissent de plus une méthode de mesure supplémentaire et indépendante.

Par ailleurs, la méthode dite «au niobium» (basée sur la présence de l'isotope Nb-93), développée au PSI, permet de vérifier les mesures de densité de flux neutronique par des calculs basés sur la physique des réacteurs et, le cas échéant, de les préciser. Les travaux effectués au PSI à ce sujet permettent dès lors de considérer la méthode au niobium comme une méthode dont la qualité est quasiment assurée et de l'inclure comme telle dans les procédures de travail.

La DSN est de l'avis que cette méthode établie au PSI constitue en Suisse une extension utile dans le domaine de la mesure et du calcul des densités de flux neutronique et un élément important relevant de la mécanique des fractures pour l'évaluation de la sécurité des cuves de réacteur vis-à-vis des ruptures fragiles.

### **13.16 Mise en œuvre du code de transport bidimensionnel HELIOS développé dans le cadre du Projet de recherche de l'OCDE à Halden, Norvège (OECD Halden Reactor Project)**

Le Projet de recherche international de Halden (HRP), en Norvège, constitue pour la Suisse un important pilier dans le domaine du développement, du transfert des connaissances ainsi que de la collaboration dans des projets de recherche internationaux. Comme durant les années antérieures, la DSN avait délégué, en 1998, un représentant au HRP. L'un des objectifs était et reste la mise en œuvre du nouveau logiciel de calcul HELIOS pour la conception et le dimensionnement du cœur du réacteur d'essai de Halden (HBWR).

Les résultats atteints en 1998 montrent que le logiciel de calcul HELIOS apporte une amélioration notable de la modélisation et du dépouillement des expériences. La précision atteinte dans les calculs permet de bonnes prévisions numériques des résultats des mesures. Dans le but de pouvoir calculer rapidement et sans effort démesuré les grandeurs relatives à de nouvelles expériences avec le réacteur d'essai de Halden dans son environnement spécifique, il convient de coupler le logiciel HELIOS avec l'infrastructure existante destinée à l'enregistrement et au dépouillement des données expérimentales; ce couplage est déjà partiellement réalisé.

Le logiciel de calcul HELIOS a déjà été utilisé pour le calcul prévisionnel ou, respectivement, la conception d'une série d'expériences parmi lesquelles un test de matériau au profit du PSI impliquant la mise en œuvre d'un combustible nucléaire spécial du type MOX, dit «Inert Matrix Fuel» (IMF/MOX).

### **13.17 Modèles de simulation pour l'analyse des transitoires des réacteurs en exploitation en Suisse (STARS III) PSI, Würenlingen/Villigen**

La DSN participe au projet de recherche «STARS» dans le but de pouvoir octroyer au PSI des mandats d'étude qui vont contribuer à des vérifications indépendantes du comportement des combustibles et des systèmes dans les centrales nucléaires suisses. Cette possibilité est d'une importance primordiale pour la DSN car ses propres ressources ne sont pas suffisantes pour lui permettre d'assumer elle-même l'intégralité de telles vérifications.

Durant l'année 1998, les spécialistes du projet «STARS» ont complété les méthodes de calcul déjà mises en œuvre pour les installations de KKG, KKM et KKL et les ont vérifiées: dans ce contexte, ils ont révisé et, en partie, reformulé la modélisation incorporée dans le programme RETRAN-3D et ils ont procédé aux validations nécessaires. Ils ont également établi la base d'une analyse d'incertitude dans le domaine de la thermohydraulique au moyen d'une application-test.

Les spécialistes du projet «STARS» ont continué le développement et la validation des modèles spécifiques de chaque centrale; la modélisation de la centrale nucléaire de Leibstadt est terminée, celle des centrales nucléaires de Mühleberg et de Beznau est encore en cours; quant à la modélisation de la centrale nucléaire de Gösgen, elle sera prochainement révisée. Ces modélisations ont fait l'objet de vérifications à l'aide d'exemples concrets tels que, par exemple, le calcul de quelques-uns des tests exécutés à la centrale nucléaire de Leibstadt dans le cadre de l'augmentation de sa puissance.

Le calcul du déroulement d'un accident hypothétique supposé à la centrale nucléaire de Gösgen a constitué une application spéciale du modèle STARS dans le cadre d'un exercice d'urgence.

La DSN a examiné le programme d'assurance de la qualité du projet STARS; ce plan sera révisé sur la base de ses commentaires; il sera ensuite mis à l'épreuve.

### **13.18 Accord de participation à l'expérience PHEBUS Produits de fission; PSI, Würenlingen / Villigen**

La Suisse participe au projet international de recherche Phébus PF (produits de fission), qui se déroule à Cadarache, en France, et dont l'objet est une investigation expérimentale des relâchements de substances radioactives au cours du déroulement d'un accident grave avec fusion du cœur.

Les expériences en cours dans le cadre du projet PHEBUS servent à la validation des logiciels de calcul du déroulement d'accidents graves.

Les connaissances acquises à la suite des premières expériences du projet PHEBUS, telles que par exemple la relativement grande ampleur des relâchements d'iode, ont une signification importante pour la compréhension du comportement physico-chimique des combustibles nucléaires, des substances radioactives relâchées et des structures du cœur au cours d'un accident grave. La chimie de l'iode, la stabilité de l'iodure d'argent dans l'eau du puisard et l'iode dans les dépôts d'aérosols, entre autres, constituent les thèmes que l'on étudie en priorité.

Les contributions suisses comprennent, entre autres, les tests conduits par le PSI sur les filtres spéciaux prévus pour la prochaine

expérience, ainsi que la construction et la mise en service d'une nouvelle source d'isotopes bêta. Cela va permettre l'investigation des réactions impliquant l'iode, ainsi que la réalisation des préparatifs pour d'autres expériences.

### **13.19 Programme international de recherche «Accidents graves»; Autorité de surveillance de l'énergie nucléaire aux États-Unis (US NRC), Washington D. C., USA**

La DSN participe aussi au programme international de recherche sur les accidents graves dans les centrales nucléaires, programme soutenu par l'Autorité de surveillance de l'énergie nucléaire aux États-Unis (USNRC). On a poursuivi en 1998 les travaux sur les déflagrations d'hydrogène et sur certains phénomènes qui peuvent se produire au sein de la cuve du réacteur au cours d'un accident grave. D'autres aspects importants de ce programme concernent les interactions entre le combustible et le caloporteur, l'échauffement de l'enveloppe de l'enceinte de confinement par rayonnement direct en cas de rupture de la cuve du réacteur, ainsi que les évaluations numériques du relâchement de substances radioactives dans l'environnement (terme-source) en cas de défaillance du confinement suite à un accident grave. Donnant suite aux recommandations des experts internationaux, on continuera les investigations relatives à l'intégrité de la cuve du réacteur et aux possibilités de la refroidir durant un accident grave.



# 14. 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.

## 14.1 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 la formation professionnelle et de la technologie (OFFT) et de la DSN. L'École d'opérateurs de réacteurs s'appuie sur un personnel permanent de sept personnes et sur dix personnes chargées de cours techniques.

En avril 1998, trois ingénieurs de la centrale nucléaire de Beznau ont terminé avec succès leur formation de base en obtenant le certificat de diplôme ETS.

En janvier 1998 a débuté le cours dit T-30 qui durera jusqu'en avril 1999 et qui est destiné à donner la formation théorique de base nécessaire pour toutes les fonctions de conduite d'une centrale nucléaire depuis la salle de commande. Les participants en sont trois candidats opérateurs de la centrale nucléaire de Beznau, deux autres de la centrale nucléaire de Mühleberg, ainsi que deux ingénieurs, l'un de l'EPF et l'autre d'une ETS, tous deux de la centrale nucléaire de Leibstadt et prévus pour la fonction d'ingénieur du service de piquet.

Afin d'approfondir leurs connaissances en physique des réacteurs, 56 participants venant

de la centrale nucléaire de Beznau ont pris part à six cours de répétition spécialement organisés dans ce domaine. Dans le même but et dans le même domaine, 18 participants venant de la centrale nucléaire de Gösgen ont participé à quatre cours de répétition spécialement organisés pour insister particulièrement sur les particularités liées aux assemblages combustibles MOX que l'on a récemment mis en oeuvre à KKG.

## 14.2 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 1998, quelque 3'000 participants ont à nouveau suivis ces cours de radioprotection, dont une part de 76% provenait des professions médicales et des organisations d'urgence. Les nouveaux cours de formation pour les médecins désireux d'obtenir une autorisation d'exploitation d'appareils à rayons X ont été suivis par 110 participants des deux sexes qui l'ont conclu en passant l'examen final. En 1998, le corps enseignant de cette École de radioprotection comptait cinq enseignants à plein temps. Ces derniers ont adapté les matières enseignées aux besoins des participants, c'est-à-dire à leurs activités professionnelles (par exemple: techniques de mesure, lutte contre le feu, domaine des transports de substances radioactives, travaux de laboratoires, etc.).

On a dénombré parmi tous ces participants environ 750 personnes actives dans les secteurs appartenant spécifiquement au domaine soumis à la haute surveillance de la DSN (centrales nucléaires et PSI). Il est intéressant de noter que 16 personnes membres du personnel de la DSN ont mis à profit l'une ou l'autre des possibilités de formation en radioprotection.



# 15. Affaires internationales

Aujourd'hui plus qu'hier, la sécurité nucléaire est une tâche internationale. Pour atteindre de hauts standards de sécurité partout dans le monde, il est nécessaire de s'appuyer sur un consensus de la communauté des états qui n'est réalisable que par une collaboration internationale soutenue. L'une des conditions nécessaires pour atteindre ce but est un engagement convaincant des spécialistes des autorités de sécurité établies et reconnues dans les activités axées sur la sécurité au sein des cercles internationaux tels que l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE et l'Union européenne (UE).

La pression financière inévitable résultant de la libéralisation et de la déréglementation du marché de l'électricité sur les sociétés exploitant des centrales nucléaires est à l'origine de nouveaux défis pour les autorités de sécurité. Il est en particulier nécessaire que ces dernières s'assurent que, malgré la pression des coûts, le niveau élevé de la sécurité des centrales nucléaires suisses est effectivement maintenu.

Il est possible d'augmenter l'efficacité du travail des autorités de sécurité par un intense transfert des connaissances, par un échange étendu de l'expérience acquise et par un soutien mutuel lors de la résolution de questions spécifiques relevant de la sécurité. Divers documents fondamentaux de l'AIEA et de l'OCDE récemment publiés insistent sur la signification et l'importance d'un renforcement et d'une extension de la coopération des autorités de réglementation.

C'est dans cet esprit que, en septembre 1998 et pour donner suite à une initiative de la DSN, on a créé un «Forum des autorités de sécurité de pays conduisant des programmes d'énergie nucléaire de modeste envergure (NERS, pour «Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programmes»). Les autorités de sécurité nucléaire d'Afrique du Sud, d'Argentine, de Belgique, de Finlande, de Hollande, de Hongrie, de la République Slovaque, de la République Tchèque, de Slovénie et de Suisse ont ainsi établi un forum au sein duquel elles peuvent s'apporter mutuellement aide et conseil dans les domaines de la sécurité nucléaire et de la radioprotection. Ce forum s'occupe en particulier des problèmes spéci-

fiques typiques qui se posent à ses membres et qui résultent de l'échelle limitée de leurs programmes d'énergie nucléaire.

Par ailleurs, la DSN est devenue membre de l'Association des autorités de sécurité nucléaire des pays occidentaux (WENRA, pour «Western European Nuclear Regulators Association»), nouvellement créée. Cette association s'est donnée comme première tâche d'établir un rapport sur l'état de la sécurité nucléaire dans ceux des pays de l'Est européen qui désirent devenir membres de l'Union Européenne et qui, à ce titre, sont tenus de satisfaire diverses conditions, dont un certain nombre relève de la sécurité nucléaire. En raison de priorités internes, la DSN n'a pu participer à aucune des réunions que cette association a tenues en 1998.

Dans le cadre des divers programmes d'assistance aux pays de l'Est européen (en remarquant que cette assistance devient une coopération), les autorités de sécurité nucléaire occidentales sont invitées à soutenir les nouvelles autorités de sécurité des pays d'Europe centrale et orientale (PECO) et de ceux de la Communauté d'états indépendants (CEI, ex-URSS) par le biais de programmes de coopération nationaux et internationaux dont le but est de rendre ces autorités capables d'assumer pleinement leurs tâches de haute surveillance et d'établir de façon autonome leurs évaluations de la sécurité nucléaire en conformité avec les normes internationales dans ce domaine.

La DSN contribue depuis de nombreuses années à ces devoirs internationaux dans la mesure de ses moyens et de ses possibilités. Les sous-chapitres qui suivent illustrent brièvement quelques exemples typiques de ces travaux aux niveaux bilatéral et international.

## 15.1 Convention internationale sur la sûreté nucléaire

Après ratification par les Chambres fédérales (Parlement), la Convention internationale sur la sûreté<sup>1</sup> nucléaire (CSN) est entrée en vigueur pour la Suisse le 11 décembre 1996. Cette Convention établit au niveau international les principes fondamentaux de la sûreté nucléaire. Son objectif est d'atteindre un niveau élevé de cette sûreté nucléaire et de le maintenir afin d'assurer la protection de l'humain et de l'environnement contre les dommages dus aux rayonnements ionisants. Elle se limite formellement aux centrales nucléaires civiles, mais elle est impérative pour les États signataires et les oblige à prendre les mesures appropriées pour respecter les principes fondamentaux de la sûreté nucléaire dans les territoires sous leur juridiction.

Lors de conférences périodiques des États signataires (ou parties contractantes) de la CSN, on évaluera la façon et la mesure dans lesquelles chacun d'eux a respecté les obligations de la Convention. Dans cette perspective, chacun des États signataires est tenu d'établir avant chacune de ces conférences un rapport national faisant le point sur la satisfaction des obligations de la Convention sur le territoire national. À chacune de ces conférences, les représentants des parties contractantes, réparties en groupes de pays, examineront tour à tour chacun des rapports nationaux du groupe (examen entre pairs, «Peer review»), puis leurs constatations seront présentées en plénum. Quant aux conclusions de la conférence, elles seront rendues publiques.

Il revient à la DSN d'établir les rapports nationaux de la Suisse exigés par la Convention, puis de les présenter et de les commenter à l'intention des représentants des autres parties contractantes lors des réunions d'examen. Lors de la réunion préparatoire prévue par la CSN (et tenue en avril 1997), les États signataires avaient établi sous la forme d'une directive des recommandations concernant la struc-

ture, le contenu et le degré de détail de ces rapports nationaux. Pour la préparation du premier rapport que la Suisse a remis le 23 septembre 1998 au secrétariat de la CSN (auprès de l'AIEA), la DSN a tenu compte de cette directive en reflétant scrupuleusement la structure de la Convention et en exposant la manière dont la Suisse satisfait les exigences de sûreté formulées dans les articles 6 à 19 de la CSN qui couvrent les domaines principaux suivants:

- Centrales nucléaires existantes;
- Cadre législatif et mise en oeuvre de la législation;
- Compétence et indépendance des organes gouvernementaux (autorités) chargés de la sûreté nucléaire;
- Responsabilité première du titulaire de l'autorisation d'une centrale nucléaire en ce qui concerne la sûreté de son installation;
- Priorité à la sûreté et prise compte des facteurs humains au cours de l'exploitation des centrales nucléaires;
- Programme d'assurance de la qualité et évaluations systématiques de la sûreté au cours de la construction, de la mise en service et de l'exploitation des centrales nucléaires;
- Prise en compte des principes fondamentaux de la radioprotection;
- État de préparation aux situations d'urgence;
- Dispositions destinées à garantir la sûreté lors du choix des sites, de la conception et du dimensionnement, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires.

Le premier rapport de la Suisse dans le cadre de la Convention internationale sur la sûreté nucléaire (CSN), qui est disponible en anglais sur Internet à l'adresse «[www.hsk.psi.ch](http://www.hsk.psi.ch)», conclut que les obligations de la CSN sont satisfaites en Suisse. Dans sa lettre d'accompagnement à la remise de ce rapport, le Conseiller fédéral Leuenberger assure que la Suisse, à l'avenir aussi, mettra tout en oeuvre pour atteindre les objectifs de la Convention, étant entendu que la Suisse reste ouverte à tout enseignement dans le domaine de la sécurité et qu'elle continue à proposer des améliorations s'appuyant sur l'état de la science et de la technique.

La première réunion d'examen prévue par la CSN aura lieu en avril 1999 au siège de l'AIEA à Vienne.

<sup>1</sup> 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 aux tout débuts 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.

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

En septembre 1997, lors d'une conférence diplomatique tenue à Vienne, les représentants des États participants ont approuvé 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, dite «Convention sur les déchets». Cette Convention commune vise les buts suivants: atteindre et maintenir mondialement un niveau élevé de sûreté, garantir une prise de dispositions efficaces contre une mise en danger par de la radioactivité, et réaliser les mesures de prévention des accidents. Elle prolonge et complète la Convention sur la sûreté nucléaire (voir chapitre 15.1). Du point de vue du droit international, elle impose des devoirs impératifs aux parties contractantes en ce qui concerne la transposition dans la législation nationale des réglementations internationales reconnues relatives à toutes les formes de manutention d'assemblages combustibles usés et de déchets radioactifs. En plus, les États signataires s'engagent à faire périodiquement rapport sur cette transposition des réglementations internationales et sur l'amélioration des installations qui ne satisfont pas les exigences de la Convention.

La Suisse a signé cette Convention commune le 29 septembre 1997 déjà, sous réserve de ratification par les Chambres fédérales, sachant qu'elle dispose pour l'essentiel des bases législatives appropriées et des structures administratives nécessaires à la transposition dans la législation nationale des obligations liées à la Convention et au respect des devoirs qui en découlent.

L'Office fédéral de l'énergie a préparé au cours de l'année 1998 le message que le gouvernement (Conseil fédéral) transmettra aux Chambres fédérales en vue de la ratification de cette Convention commune. Les états intéressés (futurs parties contractantes) ont établi, au siège de l'AIEA, à Vienne, les documents qui, d'une part, fixent la structure et le contenu des rapports nationaux périodiques que les parties contractantes devront mettre à disposition et qui, d'autre part, exposent les procédures d'examen réciproque de ces rapports nationaux. Le dépositaire de la Convention (Directeur général de l'AIEA) n'a pas encore annoncé sa mise en vigueur car le nombre d'instruments de ratification actuellement dé-

posés n'a pas encore atteint le minimum nécessaire.

## 15.3 Contacts bilatéraux de la Suisse avec l'étranger

### 15.3.1 Allemagne

La Commission germano-suisse de la sécurité des installations nucléaires (DSK) a tenu en octobre 1998 sa 16<sup>ème</sup> réunion en Suisse, à St.-Gall. Les deux délégations se sont mutuellement informées sur les développements les plus importants dans les deux pays, sur leurs activités, sur les événements qui se sont produits, sur les nouveautés dans le domaine de la réglementation et sur les modifications de la législation et de l'organisation de la supervision. Les quatre groupes de travail (GTr) de la DSK (groupes bilatéraux) ont fait rapport en plénum sur leurs activités durant les douze mois précédents (octobre 1997–octobre 1998). On énumère ici les plus importants des thèmes abordés:

- **GTr. 1 – Sécurité des installations:** état actuel et utilisation des études probabilistes de sécurité; dommages dus à la corrosion sur les assemblages combustibles; fissures sur certaines structures internes du coeur.
  - **GTr. 2 – Protection en situation d'urgence:** exploitation de l'expérience tirée de l'exercice d'urgence FORTUNA joué à la centrale nucléaire de Leibstadt; améliorations des moyens et voies de communication; révision de la conception générale (plan cadre) de la Confédération pour la protection en situations d'urgence
  - **GTr. 3 – Radioprotection:** surveillance des émissions d'effluents radioactifs des centrales nucléaires; 18<sup>ème</sup> rapport relatif à la surveillance radiologique de l'environnement au voisinage de la centrale nucléaire de Leibstadt; détection du nuage de césium 137 issu d'une aciérie espagnole.
  - **GTr. 4 – Gestion des déchets radioactifs:** exigences concernant les déchets radioactifs conditionnés; Entrepôt central pour déchets radioactifs de Würenlingen (ZZL – ZWILAG); contaminations lors des transports d'assemblages combustibles irradiés.
- La DSK a confirmé les mandats de ses quatre groupes de travail.

Les contacts, intensifiés depuis quelques années, que 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) et son organe d'expertise compétent en Bavière pour les ques-

tions 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) ont établis pour échanger des informations et des réflexions sur des sujets d'intérêts communs se sont poursuivis en 1998 lors d'une rencontre d'un jour au siège de la DSN. Les thèmes abordés, dictés en partie par l'actualité, se sont étendus entre autres aux transports d'assemblages combustibles irradiés, aux questions associées aux aciers austénitiques dans les réacteurs à eau bouillante, aux enseignements tirés de l'expérience d'exploitation des installations nucléaires dans les domaines soumis à la supervision des autorités de surveillance, à la surveillance du vieillissement, aux études probabilistes de sécurité et aux questions relevant de la culture de sûreté. Les discussions conduites dans une atmosphère empreinte de franchise lors de telles rencontres entre spécialistes sont enrichissantes et utiles: elles seront naturellement poursuivies à l'avenir.

### 15.3.2 France

La Commission franco-suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS) a tenu en juin 1998 sa 9<sup>ème</sup> réunion à Mulhouse. Les deux délégations ont échangé des informations en particulier sur les enseignements tirés d'événements, sur les cas de contamination constatés lors de transports d'assemblages combustibles irradiés, sur la désaffectation définitive de Superphénix, sur le nuage de césium parvenu du sud de l'Espagne et sur les derniers développements dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs. La CFS a en outre approuvé le programme du groupe de travail bilatéral «Inspections croisées» tout en exprimant son soutien pour de telles activités. La CFS a conclu sa réunion par une visite de la centrale nucléaire de Fessenheim.

Les premières «inspections croisées» (caractérisée par l'intégration dans les équipes d'inspection de l'un des pays d'inspecteurs de l'autre pays) ont eu lieu dans le courant de 1998 à la centrale nucléaire de Gösgen et à celle de Bugey (située entre Lyon et Genève). Elles se sont avérées très utiles car elles permettent de tirer de nombreux enseignements. C'est d'ailleurs la raison pour laquelle on a décidé d'intensifier ce programme.

### 15.3.3 États-Unis d'Amérique (USA)

L'Autorité de surveillance de l'énergie nucléaire aux États-Unis (USNRC) a développé un programme de simulation sur ordinateur pour représenter la fusion du coeur dans une cuve de réacteur; ce programme est dit intégré et

nommé SCDAP/RELAP5 car il est constitué de SCDAP, qui simule le processus de fusion du coeur, et de RELAP5, qui détermine les conditions thermohydrauliques régnant dans la cuve. Dans le cadre d'un projet qu'elles conduisent en commun, l'USNRC et la DSN ont l'intention de séparer complètement la partie SCDAP de la partie RELAP5 afin de les rendre indépendantes et de développer un programme complémentaire de jonction dit «General Interface» pour gérer l'interface et permettre une utilisation combinée des deux programmes, l'idée étant de pouvoir, à l'avenir, utiliser avec SCDAP non seulement RELAP5, mais aussi d'autres programmes thermohydrauliques tels que TRAC-M, par exemple. Du point de vue des techniques de calcul, on utilise la méthode dite «PVM» (Parallel Virtual Machine), qui permet le fonctionnement en parallèle de plusieurs ordinateurs de grande puissance grâce à la répartition des capacités de mémoire («distributed memories») avec un volume de mémoire attribué en propre à chacun des processeurs. Pour la réalisation de ce projet commun, la DSN a délégué l'un de ses collaborateurs pour une année auprès de l'USNRC à Washington D.C.

### 15.3.4 Russie

L'objectif premier du projet helvético-russe SWISRUS est de mettre à disposition d'une équipe de spécialistes de la jeune autorité russe de sécurité nucléaire GOSATOMNADZOR (GAN) des moyens modernes d'analyse et d'investigation applicables à l'évaluation de la sécurité des centrales nucléaires russes, ainsi que de leur apprendre à mettre en oeuvre ces moyens. 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 qui s'est en outre assuré l'appui d'experts occidentaux.

La formation des spécialistes russes s'appuie concrètement sur la réalisation d'une étude probabiliste de sécurité (EPS) pour un réacteur à eau pressurisée de conception russe d'une puissance électrique de 1000 MW. Cette EPS comporte une évaluation détaillée et complète de la sécurité en prenant en compte tous les paramètres qui influent sur la sécurité de l'installation, y compris les facteurs humains. Les résultats de cette EPS expriment les conséquences et les fréquences de tous les dérangements<sup>2</sup> possibles, ce qui, en

<sup>2</sup> 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 termes, représente le risque associé à l'installation. Ces résultats permettent en outre de déceler les faiblesses potentielles ou actuelles et d'indiquer clairement les améliorations qu'il est nécessaire d'apporter à l'installation. L'exécution concrète de cette EPS pour la tranche 5 de la centrale nucléaire russe de Novovoronezh, équipée d'un réacteur VVER de 1000 MW<sub>e</sub>, garantit, d'une part, que les matières enseignées ne se limitent pas à un simple «exercice théorique sur papier» et démontre, d'autre part, que l'on peut effectivement améliorer le niveau de sécurité de la centrale considérée sur la base des résultats et des constatations issus de l'EPS.

On a achevé la première phase du projet au printemps 1997. Elle comportait principalement une EPS ayant pour objet la détermination du risque associé à la fusion du cœur provoquée par les événements initiateurs d'origine interne. Un groupe international d'experts de l'AIEA, qui a procédé à fin 1998 à une vérification critique de cette EPS, a formulé un jugement globalement favorable, ce qui a naturellement été un encouragement motivant pour les spécialistes russes engagés dans cette étude. Ces derniers tiendront compte des recommandations et des suggestions formulées par les experts de l'AIEA, notamment en améliorant et en adaptant le modèle de représentation mis en oeuvre dans l'EPS. La version définitive de ce modèle sera ensuite mise à disposition dans l'installation afin que les spécialistes de la centrale puissent entreprendre eux-mêmes leurs propres réflexions au sujet de la sécurité de leur centrale au moyen d'investigations s'appuyant sur l'EPS.

La deuxième phase du Projet SWISRUS, qui a commencé en juillet 1997, est caractérisée par une extension des investigations aux événements initiateurs d'origine externe tels que séismes, incendies, inondations, etc. Jusqu'à fin 1998, on a surtout rassemblé les données nécessaires à de telles investigations et on les a exploitées pour les introduire dans le modèle utilisé pour l'EPS. Rien que pour les analyses relatives aux incendies, la banque de données constituée en vue de l'EPS comporte déjà plusieurs milliers d'entrées, telles que les quantités de matières combustibles présentes dans chacun des locaux considérés, les mesures de prévention contre les incendies spécifiques de ces locaux et les cheminements des câbles dans et entre ces locaux.

La deuxième phase du Projet SWISRUS, qui durera jusqu'au début de l'été 2000, comporte aussi une EPS de niveau 2 qui permettra, d'une part, d'évaluer la fonction de confinement en situation accidentelle grave et, d'autre part, d'obtenir des indications quantitatives sur les

relâchements d'activités vers l'extérieur, c'est-à-dire en dehors des dispositifs de confinement, à la suite d'un accident, et cela pour chacun des radionucléides concernés. Il faut en effet pouvoir disposer de ces indications pour estimer le risque qu'une installation nucléaire constitue pour son voisinage.

Lorsque l'équipe russe de ce projet SWISRUS aura, par ses propres efforts, atteint les objectifs de la seconde phase et en présentera les résultats, elle aura démontré qu'elle a acquis les connaissances nécessaires à l'exécution d'une analyse détaillée et approfondie des risques et qu'elle maîtrise les instruments appropriés qui sont dorénavant à sa disposition.

### 15.3.5 Slovaquie

Le projet SWISSLOVAK (collaboration helvético-slovaque), que finance la Direction du développement et de la coopération (DDC) du Département fédéral des affaires étrangères (DFAE), poursuit les buts suivants:

- Apporter un appui à la régénération institutionnelle de l'autorité slovaque de sécurité nucléaire pour en faire une organisation moderne, compétente et intégrée dans le réseau international des autorités de sécurité nucléaire.
- Assurer, au profit de la nouvelle autorité slovaque de sécurité nucléaire (Urad Jadroveho Dozoru, UJD), un transfert effectif des connaissances et de l'expérience (know-how) dans le domaine de la sécurité nucléaire tant du point de vue de la technique que de celui de la gestion.
- Constituer un groupe de jeunes ingénieurs et de jeunes scientifiques au sein de l'autorités de sécurité et assurer sa formation dans le domaine des analyses de sécurité tant déterministes que probabilistes («Safety Analysis Group»).

Ce groupe, dans le cadre de sa formation et comme mise en pratique des connaissances acquises, a évalué les centrales nucléaires de Bohunice et Mochovce et recherché leurs faiblesses potentielles au moyen des méthodes modernes d'analyse de la sécurité. Afin que ce groupe puisse continuer à assumer ses tâches d'investigation et d'analyse au-delà de la conclusion du projet SWISSLOVAK (prévue dans le courant de l'an 2000), on en a fait un département au sein de l'autorité slovaque de sécurité nucléaire (UJD) subordonné directement à son directeur. Ce groupe, le «Safety Analysis Group», se compose de sept scientifiques qui ont acquis et acquièrent encore leurs connaissances dans des ateliers et des séminaires faisant partie du projet SWISSLOVAK et animés par des spécialistes suisses et américains.

L'AIEA, dans le cadre d'une mission IRRT, a récemment examiné l'organisation, les méthodes de travail et la compétence de l'autorité slovaque de sécurité nucléaire (UJD); ses constatations et ses conclusions soulignent et mettent en évidence la signification et l'importance de ce groupe, le «Safety Analysis Group», au sein de l'UJD et sa contribution substantielle à la sécurité des installations nucléaires slovaques. Les buts que le programme du projet SWISSLOVAK prévoyait pour 1998 ont donc été atteints. La compétence de l'autorité slovaque de sécurité nucléaire est aujourd'hui internationalement reconnue. Quant à son groupe d'évaluation de la sécurité, le «Safety Analysis Group», il est devenu capable de conduire de façon autonome des analyses complexes dans le domaine de la sécurité nucléaire.

### **15.3.6 Finlande**

Répondant à une invitation de la DSN, le Directeur général de l'autorité finlandaise de sécurité (STUK) est venu à Würenlingen en mai 1998 pour convenir d'une intensification de la coopération et de l'échange d'informations entre les deux autorités. Ces dernières se sont en outre mises d'accord au sujet de la possibilité d'échange temporaire de membres de leur personnel. Elles se sont enfin proposées de discuter les aspects techniques d'un développement de directives relatives à la technologie digitale du contrôle-commande et, le cas échéant, de les accorder.

En novembre 1998, deux représentants de l'autorité finlandaise de sécurité spécialistes des EPS sont venus à la DSN pour une visite de deux jours au cours de laquelle ils ont intensément discuté avec leurs collègues de la DSN de divers aspects et thèmes relevant des EPS. À cette occasion, on a décidé d'approfondir la coopération dans ce domaine, ce qui se traduira en 1999 par un séjour d'une année auprès de la DSN d'un spécialiste en EPS de l'autorité finlandaise de sécurité.

# Appendice A

## Tableaux

Tableau A1	Données concernant l'exploitation des centrales nucléaires suisses en 1998....	123
Tableau A2	Effectifs du personnel au bénéfice d'une licence et effectifs totaux dans les centrales nucléaires à fin 1998.....	123
Tableau A3	Événements particuliers survenus en 1998 notifiés par les exploitants et enregistrés par la DSN .....	124
Tableau A4a	Vue d'ensemble des rejets de substances radioactives dans l'environnement en 1998 et des doses qui en résultent pour les individus de la population 1ère partie: centrales nucléaires de puissance .....	125
	2ème partie: Institut Paul-Scherrer .....	126
Tableau A4b	Rejets de substances radioactives dans l'environnement par les centrales nucléaires suisses au cours des cinq années précédentes comparés aux limites autorisées .....	128
Tableau A5a	Doses au corps entier par irradiation externe en 1998. Centrales nucléaires. Totaux et répartitions des nombre de personnes; dose individuelle annuelle moyenne .....	129
Tableau A5b	Doses au corps entier par irradiation externe en 1998. Établissements de recherche et centrales nucléaires. Totaux et répartitions des nombres de personnes; dose individuelle annuelle moyenne .....	130
Tableau A6a	Doses au corps entier par irradiation externe en 1998. Centrales nucléaires. Totaux et répartition des doses collectives annuelles en personne-millisievert ..	129
Tableau A6b	Doses au corps entier par irradiation externe en 1998. Doses collectives annuelles en personne-millisievert .....	131
Tableau A7	Doses au corps entier par irradiation externe en 1998. Centrales nucléaires, personnel interne et étranger. Répartition par intervalles de doses des nombres de personnes selon l'âge et le sexe .....	133
Tableau A8	Doses aux extrémités (pieds et mains) accumulée durant l'année 1998, centrales nucléaires et établissements de recherche (essentiellement au PSI) Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose et par installation .....	134
Tableau A9	Doses effectives engagées $E_{50}$ résultant d'incorporations en 1998. Centrales nucléaires et établissements de recherche (essentiellement au PSI). Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose $E_{50}$ et par installation .....	135
Tableau A10a	Doses de carrière supérieures à 100 mSv accumulées à fin 1998 par le personnel interne des centrales nucléaires et des établissements de recherche. Nombre de personnes – Totaux et répartitions par installations et par intervalles de dose .....	136
Tableau A10b	Doses de carrière supérieures à 100 mSv accumulées à fin 1998 par le personnel interne des centrales nucléaires et des établissements de recherche. Nombre de personnes – Totaux et répartitions par classes d'âge et par intervalles de dose .....	136
Tableau A11	Déchets radioactifs résultant de l'exploitation des centrales nucléaires et du PSI .....	137

## Figures

Figure A1	Disponibilités en termes de temps et coefficients de production en termes d'énergie, exprimés en %, pour chaque année de 1989 à 1998 .....	138
-----------	--	-----

Figure A2	Nombre annuel d'événements notifiés et enregistrés à la DSN de 1989 à 1998 ....	139
Figure A3	Nombre annuel d'arrêts automatiques non programmés des réacteurs (scrams) de 1989 à 1998 .....	140
Figure A3a	Causes des événements enregistrés concernant les centrales nucléaires de 1989 à 1998 .....	141
Figure A3b	Causes des arrêts automatiques non programmés des réacteurs (scrams) de 1989 à 1998 .....	141
Figure A4	Nombre de barreaux de combustible nucléaire endommagés de 1988 à 1998 ..	142
Figure A5	Doses collectives [en personne·Sv/an] accumulées annuellement dans les centrales nucléaires de 1980 à 1998 .....	143
Figure A6	Doses collectives [en personne·Sv/an] accumulées annuellement dans les installations nucléaires de 1969 à 1998 .....	144
Figure A7	Nombre de personnes ayant, dans chacune des centrales nucléaires et pour chaque année civile de 1984 à 1998, accumulé annuellement une dose individuelle au corps entier supérieure à 20 mSv .....	145
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 1998 .....	146
Figure A9	Nombre d'individus du personnel interne de chacune des centrales nucléaires ayant accumulé, à la fin de chaque année civile de 1980 à 1998, une dose de carrière supérieure à 200 mSv .....	147
Figure A10	Dose (calculée) accumulée par la personne (adulte) la plus exposée dans le voisinage de chacune des centrales nucléaires pour chaque année de 1978 à 1998 .....	148
Figure A11	Débit de dose ambiante indiqué par les sondes MADUK en 1998 .....	149

## Tableau A1

### Données concernant l'exploitation des centrales nucléaires suisses en 1998

	KKB 1	KKB 2	KKM	KKG	KKL
Production d'énergie thermique [GWh]	9885	8693	8197	24335	25094
Fourniture nette d'énergie électrique [GWh]	3183	2718	2660	7781	8046
Fourniture d'énergie thermique [GWh]	149.9	1.2	1.4	155	–
Disponibilité en termes de temps <sup>1</sup> [%]	100	88.9	90.0	93.4	92.9
Non-disponibilité suite à l'arrêt de maintenance [%]	–	11.1	9.8	6.6	7.1
Coefficient de production <sup>2</sup> [%]	99.7	87.0	85.3	92.8	89.2
Arrêts automatiques non programmés	0	0	1	0	0
Autres arrêts non programmés	0	0	0	0	0
Réductions de puissance suite à dérangements (>10%P <sub>N</sub> )	2	2	1	1	1

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

<sup>2</sup> Coefficient de production (en %) : énergie effectivement produite, rapportée 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 1998 (entre parenthèses, effectifs en 1997).

Fonction	KKB 1+2	KKM	KKG	KKL
Opérateurs B	23 (17)	11 (13)	9 (9)	12 (16)
Opérateurs A	16 (17)	13 (9)	20 (21)	11 (11)
Chefs de quart et remplaçants	21 (23)	11 (10)	20 (16)	18 (18)
Ingénieurs de piquet et d'exploitation	11 (10)	8 (8)	12 (12)	15 (10)
Contrôleurs de la radioprotection	4 (5)	5 (6)	5 (5)	9 (9)
Chefs-contrôleurs radioprotection	5 (6)	6 (5)	4 (4)	6 (6)
Effectifs totaux	459 (461)	291 (292)	377 (377)	418 (406)

## Tableau A3

### Événements particuliers survenus en 1998 notifiés par les exploitants et enregistrés par la DSN

Date	Installation	Description de l'événement particulier	Classement selon INES
15.05.1998	KKB 2	Niveau dans le réservoir d'eau boriquée en-dessous de la valeur de consigne lors du redémarrage après l'arrêt pour le renouvellement du combustible.	0
23.06.1998	KKM	Arrêt automatique du réacteur dû à la température trop élevée dans le torus à la suite de l'ouverture prolongée d'une soupape de décharge de vapeur.	1
17.08.1998	KKL	Défaillance au démarrage d'un groupe générateur de secours entraîné par un diesel lors d'un test de fonctionnement.	0
24.10.1998	KKL	Non-fermeture d'une vanne d'isolation du dispositif de prélèvement d'échantillons du système de recirculation du caloporteur lors d'un test de fonctionnement.	0
04.11.1998	KKB 1	Écart par rapport aux spécifications techniques dans l'ajustement de deux manostats surveillant la vapeur vive	0

Remarque:

Tous les événements mentionnés ci-dessus ont été enregistrés en Classe B des directives de la DSN HSK-R-15 et HSK-R-25 (c'est-à-dire événements de modeste importance pour la sécurité que l'on enregistre en vue de les analyser afin de permettre la détection précoce de faiblesses éventuelles).

## Tableau A4a

Vue d'ensemble des rejets de substances radioactives dans l'environnement en 1998 et des doses qui en résultent pour les individus de la population.

1<sup>ère</sup> partie: centrales nucléaires de puissance (notes: voir à la fin du tableau)

Installation	Milieu	Nature des rejets <sup>4</sup>	Valeurs limites de rejet <sup>1</sup>  Bq/an	Rejets effectifs <sup>2</sup>		Dose annuelle calculée <sup>3</sup>	
				Bq/an (±50%)	fraction de la limite	Adultes mSv/an	Enfants mSv/an
KKB 1 et KKB 2	Eaux usées (36844m <sup>3</sup> )	Mélange de nucléides (sans tritium)	4·10 <sup>11</sup>	1.5·10 <sup>9</sup>	0.4%	<0.001	<0.001
		Tritium	7·10 <sup>13</sup>	1.1·10 <sup>13</sup>	15.7%	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares	1·10 <sup>15</sup>	3.0·10 <sup>12</sup>	0.3%	<0.001	<0.001
		Aérosols (sans iode, demi-vie >8 jours)	6·10 <sup>9</sup>	–	<0.1%	<0.001	<0.001
		Iode-131	4·10 <sup>9</sup>	9.2·10 <sup>6</sup>	0.2%	<0.001	<0.001
		Carbone-14	–	4.0·10 <sup>10</sup>	–	0.0011	0.0018
KKM	Eaux usées (9520m <sup>3</sup> )	Mélange de nucléides (sans tritium)	4·10 <sup>11</sup>	5.3·10 <sup>9</sup>	1.3%	<0.001	<0.001
		Tritium	2·10 <sup>13</sup>	4.3·10 <sup>11</sup>	2.2%	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares	2·10 <sup>15</sup>	2.1·10 <sup>12</sup>	0.1%	<0.001	<0.001
		Aérosols (sans iode, demi-vie >8 jours)	2·10 <sup>10</sup>	–	<0.1%	0.0071	0.0055
		Iode-131	2·10 <sup>10</sup>	–	<0.1%	<0.001	<0.001
		Carbone-14	–	2.0·10 <sup>11</sup>	–	<0.001	0.0011
KKG	Eaux usées (7528m <sup>3</sup> )	Mélange de nucléides (sans tritium)	2·10 <sup>11</sup>	–	<0.1%	<0.001	<0.001
		Tritium	7·10 <sup>13</sup>	1.3·10 <sup>13</sup>	18.6%	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares Mesure β total	1·10 <sup>15</sup>	(<) 1.2·10 <sup>13</sup> (< 1.0·10 <sup>13</sup> )	1.2%	<0.001	<0.001
		Aérosols (sans iode, demi-vie >8 jours)	1·10 <sup>10</sup>	–	<0.1%	<0.001	<0.001
		Iode-131	7·10 <sup>9</sup>	5.7·10 <sup>7</sup>	0.8%	<0.001	<0.001
		Carbone-14	–	1.0·10 <sup>11</sup>	–	<0.001	0.0011
KKL	Eaux usées (15226m <sup>3</sup> )	Mélange de nucléides (sans tritium)	4·10 <sup>11</sup>	–	<0.1%	<0.001	<0.001
		Tritium	2·10 <sup>13</sup>	5.9·10 <sup>11</sup>	3.0%	<0.001	<0.001
	Air évacué	Gaz rares	2·10 <sup>15</sup>	5.3·10 <sup>12</sup>	0.3%	<0.001	<0.001
		Aérosols (sans iode, demi-vie >8 jours)	2·10 <sup>10</sup>	2.9·10 <sup>7</sup>	0.1%	<0.001	<0.001
		Iode-131	2·10 <sup>10</sup>	4.3·10 <sup>8</sup>	2.2%	<0.001	<0.001
		Carbone-14	–	4.1·10 <sup>11</sup>	–	0.0021	0.0034

**Tableau A4a (suite)**

**Vue d'ensemble des rejets de substances radioactives dans l'environnement en 1998 et des doses qui en résultent pour les individus de la population**  
**2<sup>ème</sup> partie: Institut Paul-Scherrer (notes: voir à la fin du tableau)**

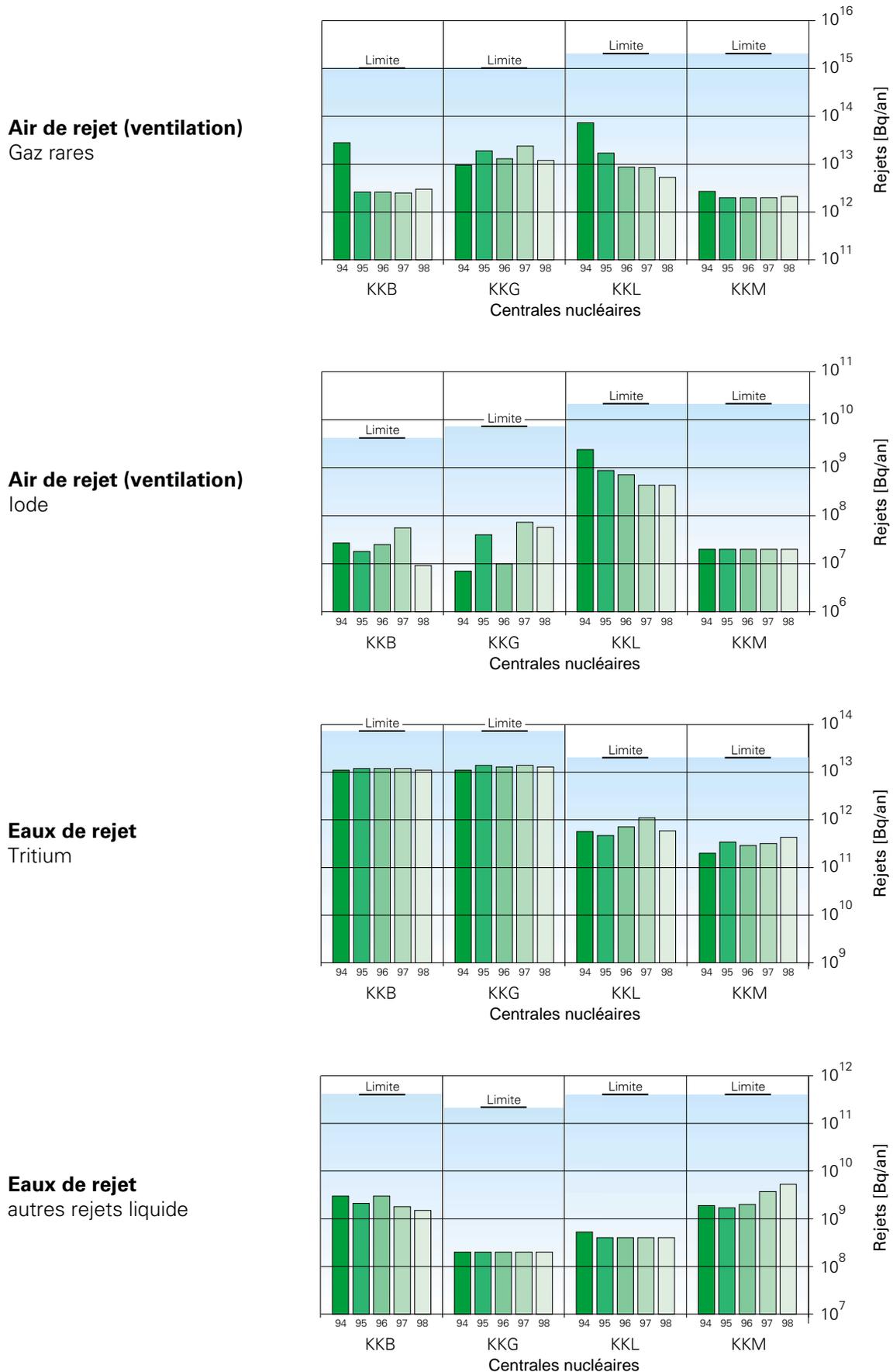
	Cheminée haute du site «Est» du PSI	Incinérateur	SAPHIR	Bâtiment de traitement des déchets radioactifs	Entrepôt fédéral de déchets radioactifs (BZL)	installation centrale de ventilation du site Ouest du PSI	Injecteur I	Injecteur II	Entrepôt pour le tritium et les substances tritiées	Station de rejet des eaux usées du PSI	Total PSI
<b>Rejets avec les eaux usées<sup>2,4</sup> [Bq]</b>											
Mélange de nucléides (sans tritium)	–	–	–	–	–	–	–	–	–	1.5·10 <sup>8</sup>	1.5·10 <sup>8</sup>
Tritium	–	–	–	–	–	–	–	–	–	8.7·10 <sup>9</sup>	8.7·10 <sup>9</sup>
<b>Rejets avec l'air de la ventilation<sup>2,4</sup> [Bq]</b>											
Gaz rares et autres gaz	1.6·10 <sup>12</sup>	–	–	–	–	8.0·10 <sup>13</sup>	1.1·10 <sup>10</sup>	1.3·10 <sup>11</sup>	–	–	8.2·10 <sup>13</sup>
Aérosols β/γ (sans iode, demi-vie >8 jours)	5.7·10 <sup>9</sup>	1.0·10 <sup>8</sup>	–	–	–	7.5·10 <sup>9</sup>	–	5.0·10 <sup>6</sup>	–	–	1.3·10 <sup>10</sup>
Aérosols α	–	2.4·10 <sup>6</sup>	–	–	–	–	–	–	–	–	2.4·10 <sup>6</sup>
Iode (équivalent I-131)	1.6·10 <sup>9</sup>	9.2·10 <sup>6</sup>	–	–	–	4.8·10 <sup>7</sup>	–	1.4·10 <sup>5</sup>	–	–	1.7·10 <sup>9</sup>
Tritium (sous forme d'eau tritiée)	1.9·10 <sup>11</sup>	7.0·10 <sup>9</sup>	3.4·10 <sup>10</sup>	1.6·10 <sup>11</sup>	1.0·10 <sup>7</sup>	5.1·10 <sup>11</sup>	–	–	4.3·10 <sup>10</sup>	–	9.4·10 <sup>11</sup>
<b>Dose annuelle<sup>3</sup> [mSv/an]</b>											
Adultes	0.0003	0.0002	<0.0002	<0.0002	<0.0002	0.0022	<0.0002	<0.0002	<0.0002	<0.0002	<b>&lt;0.003</b>
Enfant	0.0009	0.0003	<0.0002	<0.0002	<0.0002	0.0023	<0.0002	<0.0002	<0.0002	<0.0002	<b>&lt;0.004</b>
Fraction de la valeur directrice de dose liée à la source <sup>1</sup>	0,5%	0,1%	<0,1%	<0,1%	<0,1%	1,1%	<0,1%	<0,1%	<0,1%	<0,1%	<b>&lt;2%</b>

## Notes relatives au tableau A4a

- <sup>1</sup> **Valeurs limites admissibles de rejet** selon autorisation en vigueur de l'installation nucléaire concernée. Pour les centrales nucléaires, 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. En ce qui concerne l'Institut Paul-Scherrer (PSI), les rejets sont limités directement par la valeur directrice de dose liée à la source, fixée pour le PSI à 0.2 mSv/année conformément à l'autorisation 6/97.
- <sup>2</sup> 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 l'installation X» (KKB, KKM, KKG, KKL ou 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.
- <sup>3</sup> La **dose annuelle** est 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. On effectue les calculs selon les modèles proposés et les valeurs de paramètres figurant dans la directive HSK-R-41 de la DSN.  
Les valeurs de dose inférieures à 0.001 mSv – valeur qui correspond à la dose due au rayonnement naturel externe accumulée durant un laps de temps de dix heures – ne sont en général pas rapportées. Dans le cas du PSI, on établit la dose annuelle due à l'installation dans son intégralité comme la somme, étendue à tous les dispositifs de rejet, de la dose associée à chacun d'eux, bien que le lieu critique correspondant à un rejet particulier soit en général distinct des autres.
- <sup>4</sup> En ce qui concerne la **nature des rejets**, il convient de préciser ce qui suit:  
**Rejets par les eaux usées:** les rejets d'effluents radioactifs liquides sont 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.  
**Rejets de gaz rares:** ces rejets sont indiqués en Bq/m<sup>3</sup> et normés par rapport à une valeur de référence de la concentration radioactive CA de  $2 \cdot 10^5$  Bq/m<sup>3</sup>. Les valeurs CA pour les nucléides des gaz rares sont tirées de l'annexe 3 de l'ordonnance fédérale sur la radioprotection (ORaP). Une valeur CA de  $2 \cdot 10^5$  Bq/m<sup>3</sup> correspond à un nucléide de référence auquel est attaché un facteur de dose d'immersion de  $4,4 \cdot 10^{-7}$  (Sv/an)/(Bq/m<sup>3</sup>).  
À la centrale nucléaire de Gösgen, on établit le bilan des gaz rares au moyen d'une mesure  $\beta$  total (valeur indiquée entre parenthèses); dans ce cas, le calcul de l'équivalent du rejet et celui de la dose se basent sur un mélange de 80% de Xe-133, 10% de Xe-135 et 10% de Kr-88.  
**Rejets d'effluents gazeux:** dans le cas du PSI, il s'agit avant tout des nucléides C-11, N-13, O-15 et Ar-41; leurs demi-vies sont inférieures à deux heures. La valeur indiquée pour ces rejets est ici simplement la somme des radioactivités de tous ces nucléides sans les normer par rapport à une valeur de référence.  
**Aérosols:** les valeurs de rejets indiquées résultent de la somme des activités de chacun des aérosols sans les normer par rapport à une valeur de référence.  
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 le calcul des doses dues aux aérosols dans le cas de KKB, on admet que leur contenu radioactif est constitué d'un mélange de 50% de Co-60 et 50% de Cs-137.  
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.  
**Iode:** dans le cas du PSI, les rejets d'iode sont données en équivalent iode-131 et 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.  
**Carbone-14:** les valeurs indiquées pour les rejets de carbone-14 se fondent sur les valeurs effectivement mesurées à KKL au cours de l'année sous revue tandis que pour les trois autres centrales (KKB, KKM et KKG), on s'est appuyé sur des évaluations de la DSN basées sur des mesures faites temporairement dans ces installations au cours d'années antérieures.

## Tableau A4b

Rejets de substances radioactives dans l'environnement par les centrales nucléaires suisses au cours des cinq années précédentes comparés aux limites autorisées



## Tableau A5a

**Doses au corps entier par irradiation externe en 1998. Centrales nucléaires.  
Totaux et répartitions des nombre de personnes; dose individuelle annuelle moyenne.**

Répartition des doses [mSv]	KKB 1+2			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires <sup>1</sup>		
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F
0.0–1.0	271	484	755	218	392	610	228	674	902	164	519	683	881	1642	2523
> 1.0–2.0	57	37	94	22	46	68	54	74	128	36	138	174	169	273	442
> 2.0–5.0	38	41	79	29	39	68	67	85	152	52	106	158	186	260	446
> 5.0–10.0	6	2	8	23	29	52	15	18	33	20	25	45	64	85	149
> 10.0–15.0	1		1	3		3		3	3	5	3	8	9	8	17
> 15.0–20.0				1		1							1		1
> 20.0–50.0															
> 50.0															
Totaux des personnes	373	564	937	296	506	802	364	854	1218	277	791	1068	1310	2268	3578
Dose moyenne par personne [mSv]	0.8	0.4	0.6	1.3	0.9	1.0	1.2	0.8	0.9	1.6	1.1	1.2	1.2	0.9	1.0

<sup>1</sup> 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 1998. Établissements de recherche et centrales nucléaires. Totaux et répartitions des nombres de personnes; dose individuelle annuelle moyenne.**

Répartition des doses [mSv]	PSI	EPFL	Université de Bâle	Totaux recherche <sup>1</sup>	Totaux centrales nucléaires E+F	Totaux centrales nucléaires et recherche <sup>2</sup>
0.0–1.0	1235	10	4	1250	2523	3663
> 1.0–2.0	43			43	442	485
> 2.0–5.0	27			27	446	473
> 5.0–10.0	3			3	149	152
> 10.0–15.0					17	17
> 15.0–20.0					1	1
> 20.0–50.0						
> 50.0						
Totaux des personnes	1308	10	4	1323	3578	4791
Dose moyenne par personne [mSv]	0.2	0.0	0.0	0.2	1.0	0.8

<sup>1</sup> Cette colonne compte une personne (0.9 mSv) de l'ancienne Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL).

<sup>2</sup> 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 1998. Centrales nucléaires.**  
**Totaux et répartition des doses collectives annuelles en personne·millisievert [pers·mSv]**

Répartition des doses [mSv]	KKB 1+2			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires <sup>1</sup>		
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F
0.0–1.0	62.6	64.6	127.2	44.4	57.3	101.7	41.5	135.3	176.8	30.7	107.5	138.2	179.2	320.1	499.3
> 1.0–2.0	81.1	53.4	134.5	33.1	63.1	96.2	77.9	111.9	189.8	57.6	201.7	259.3	249.7	395.8	645.5
> 2.0–5.0	108.9	120.0	228.9	97.9	123.6	221.5	203.0	264.9	467.9	153.7	335.4	489.1	563.5	824.1	1387.6
> 5.0–10.0	32.9	11.7	44.6	149.3	197.6	346.9	97.1	128.8	225.9	144.2	164.0	308.1	423.4	571.4	994.8
> 10.0–15.0	10.6		10.6	38.6		38.6		35.0	35.0	55.9	34.9	90.8	105.1	92.9	198.0
> 15.0–20.0				16.0		16.0							16.0		16.0
> 20.0–50.0															
> 50.0															
Totaux des doses collectives [pers·mSv]	296.1	249.7	545.8	379.3	441.6	820.9	419.5	675.9	1095.4	442.0	843.5	1285.5	1536.9	2204.3	3741.2
Dose individuelle maximale [mSv]	10.6	6.6	10.6	16.0	9.2	16.0	7.5	12.7	12.7	14.6	13.0	14.6	16.0	13.0	16.0

<sup>1</sup> 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 l'élimination de 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 1998.**  
**Doses collectives annuelles en personne-millisievert [pers·mSv]**

Répartition des doses [mSv]	PSI	EPFL	Université de Bâle	Totaux recherche <sup>1</sup>	Totaux centrales nucléaires E+F	Totaux centrales nucléaires et recherche <sup>2</sup>
0.0–1.0	80.2	0.4	0	81.5	499.3	570.9
> 1.0–2.0	64.0			64.0	645.5	709.0
> 2.0–5.0	78.5			78.5	1387.6	1466.7
> 5.0–10.0	19.4			19.4	994.8	1014.2
> 10.0–15.0					198.0	197.9
> 15.0–20.0					16.0	16.0
> 20.0–50.0						
> 50.0						
Totaux des doses collectives [pers·mSv]	242.1	0.4	0.0	243.4	3741.2	3974.7
Dose individuelle maximale [mSv]	8.3	0.2	0	8.3	16.0	16.0

<sup>1</sup> Cette colonne compte une personne (0.9 mSv) de l'ancienne Centrale nucléaire expérimentale de Lucens (CNL).

<sup>2</sup> 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 l'élimination de 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 1998. Centrales nucléaires, personnel interne et étranger.  
Répartition par intervalles de doses des nombres de personnes selon l'âge et le sexe.**

Répartition des doses [mSv]	16-18 ans		19-20 ans		21-30 ans		31-40 ans		41-50 ans		51-60 ans		plus de 60 ans		Totaux
	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	
0.0–1.0	5		19		378	10	645	19	706	17	592	6	125	1	2523
> 1.0–2.0	1		2		77	1	140	1	138		74		8		442
> 2.0–5.0					67		155	1	146		68		9		446
> 5.0–10.0					19		56		46		24		4		149
> 10.0–15.0							6		8		3				17
> 15.0–20.0							1								1
> 20.0–50.0															
> 50.0															
Totaux des personnes	6		21		541	11	1003	21	1044	17	761	6	146	1	3578
Dose moyenne par personne [mSv]	0.39		0.27		0.97	0.29	1.30	0.39	1.14	0.09	0.81	0.06	0.54	0.01	1.05
dose collective [pers·mSv]	2.3		5.6		525.4	3.2	1302.1	8.3	1194.4	1.6	618.4	0.4	79.4	0.0	3741.2

M = hommes, F = femmes

**Tableau A8**

**Doses aux extrémités (pieds et mains) accumulée durant l'année 1998, centrales nucléaires et établissements de recherche (essentiellement au PSI)  
Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose et par installation**

Répartition des doses [mSv]	KKB 1+2			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires			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	10	2	12	2		2	2	5	7	11	11	22	25	18	43	108	151
> 25-50																2	2
> 50-75																	
> 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	10	2	12	2		2	2	5	7	12	11	23	26	18	44	110	154

E = personnel interne, F = personnel étranger.

## Tableau A9

**Doses effectives engagées  $E_{50}$  résultant d'incorporations en 1998. Centrales nucléaires et établissements de recherche (essentiellement au PSI).  
Totaux et répartitions des nombres de personnes par intervalle de dose  $E_{50}$  et par installation**

Dose effective engagée $E_{50}$ Répartition des doses [mSv]	KKB 1+2			KKG			KKL			KKM			Totaux centrales nucléaires			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	319	501	820	282	479	761	363	811	1174	263	750	1013	1227	2541	3768	358	4126
> 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	319	501	820	282	479	761	363	811	1174	263	750	1013	1227	2541	3768	358	4126

Les personnes pour lesquelles, lors des mesures d'incorporation, le seuil de triage n'a pas été atteint sont comptées dans l'intervalle  $E_{50}$  compris entre 0 et 1 mSv.  
E = personnel interne ; F = personnel étranger

## Tableau A10a

**Doses de carrière<sup>1</sup> supérieures à 100 mSv accumulées à fin 1998 par le personnel interne des centrales nucléaires et des établissements de recherche.**  
**Nombre de personnes<sup>2</sup> – Totaux et répartitions par installations et par intervalles de dose**

Répartition des doses [mSv]	KKB 1+2	KKG	KKL	KKM	Totaux centrales nucléaires	PSI	Totaux centrales nucléaires et PSI
> 100–150	36	16	15	27	94	20	114
> 150–200	26	15	5	21	67	7	74
> 200–250	27	6		18	51	5	56
> 250–300	16	2	1	7	26	1	27
> 300–350	14	1		4	19	1	20
> 350–400	5			3	8		8
> 400–450	5			4	9		9
> 450–500	4			3	7		7
> 500–550	3			4	7		7
> 550–600	1				1		1
> 600	1				1		1
Totaux des personnes	138	40	21	91	290	34	324

<sup>1</sup> Dose de carrière: dose individuelle totale accumulée au cours de la professionnelle (correspond à l'allemand Lebensalterdosis ou berufliche Lebendosis)

<sup>2</sup> Ces nombres incluent les personnes qui ont quitté leur emploi durant l'année 1998.

## Tableau A10b

**Doses de carrière<sup>1</sup> supérieures à 100 mSv accumulées à fin 1998 par le personnel interne des centrales nucléaires et des établissements de recherche.**  
**Nombre de personnes<sup>2</sup> – 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	plus de 60 ans	Totaux centrales nucléaires et PSI
> 100–150		21	43	39	11	114
> 150–200		7	31	30	6	74
> 200–250		3	13	27	13	56
> 250–300		1	10	13	3	27
> 300–350			6	12	2	20
> 350–400				6	2	8
> 400–450			1	8		9
> 450–500			1	6		7
> 500–550			2	5		7
> 550–600					1	1
> 600				1		1
Totaux des personnes		32	107	147	38	324

<sup>1</sup> Dose de carrière: dose individuelle totale accumulée au cours de la professionnelle (correspond à l'allemand Lebensalterdosis ou berufliche Lebendosis)

<sup>2</sup> Ces nombres incluent les personnes qui ont quitté leur emploi durant l'année 1998.

## 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<sup>3</sup>)**

	non conditionnés		conditionnés <sup>1</sup>	
	apport <sup>2</sup>	en stock <sup>3</sup>	production <sup>2</sup>	en stock <sup>3</sup>
PSI	122	252	66	814
KKB	95	100	6	917
KKM	139	500	84	392
KKG	48	57	13	262
KKL	82	158	39	1161
Totaux	486	1067	208	3546

<sup>1</sup> Le conditionnement de déchets combustibles et pressables s'accompagne d'une diminution de volume

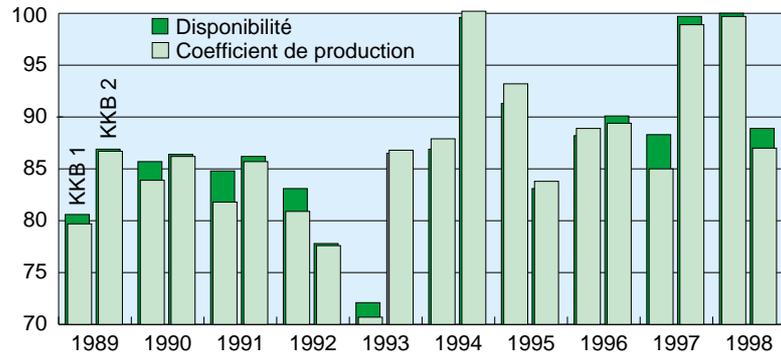
<sup>2</sup> Volumes livrés durant l'année 1998

<sup>3</sup> Volumes dans les entrepôts des installations nucléaires à la fin de 1998

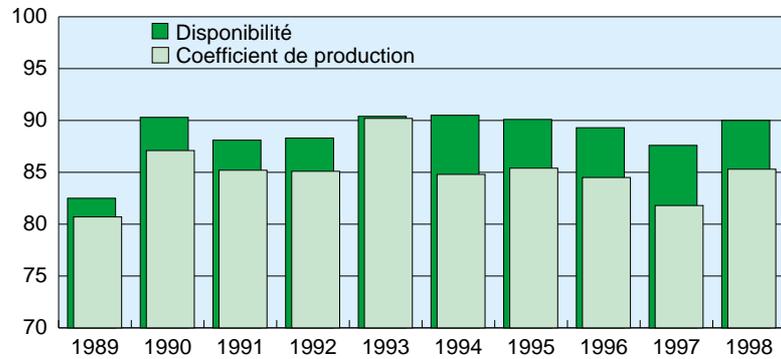
## Figure A1

Disponibilités en termes de temps et coefficients de production en termes d'énergie, exprimés en %, pour chaque année de 1989 à 1998

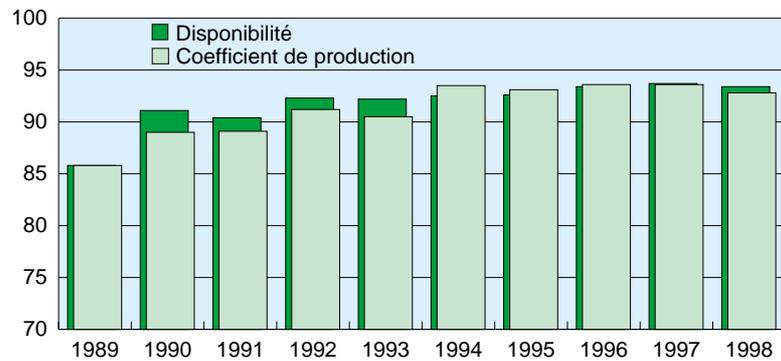
**KKB 1, 2**



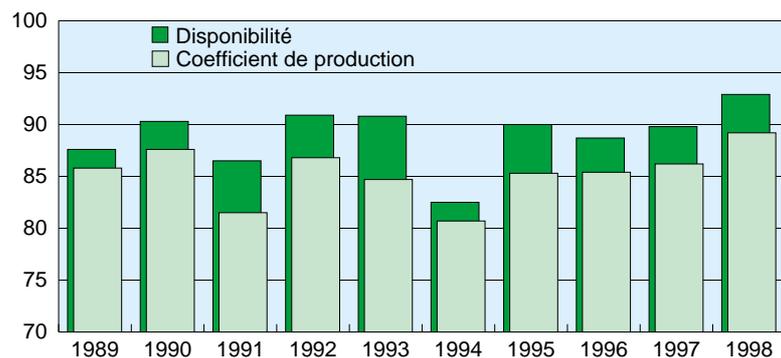
**KKM**



**KKG**



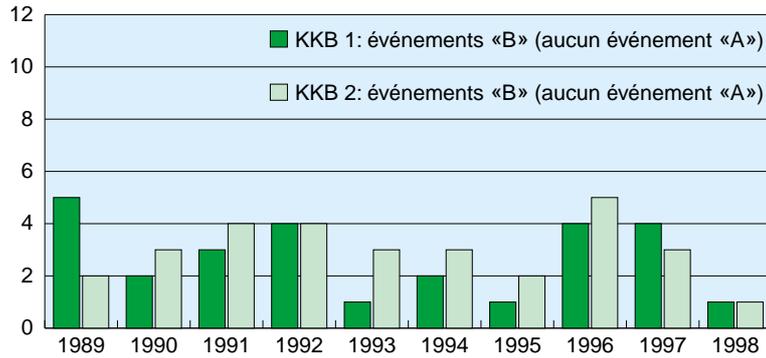
**KKL**



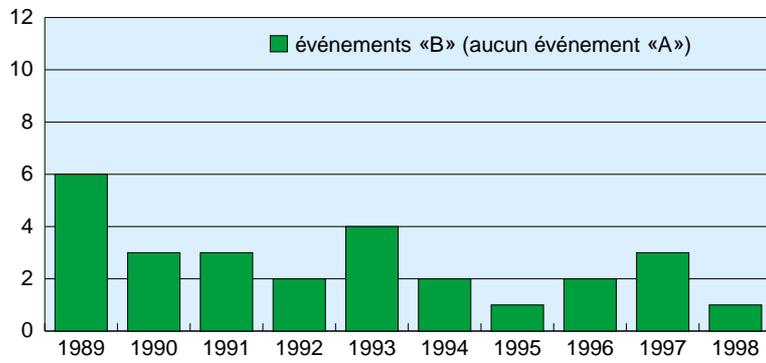
## Figure A2

Nombre annuel d'événements notifiés et enregistrés à la DSN de 1989 à 1998

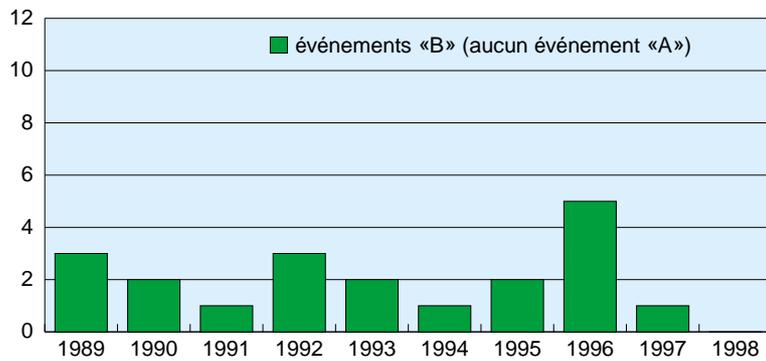
**KKB 1, 2**



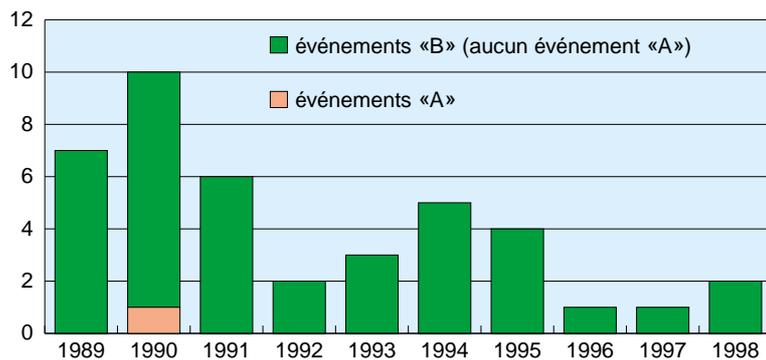
**KKM**



**KKG**



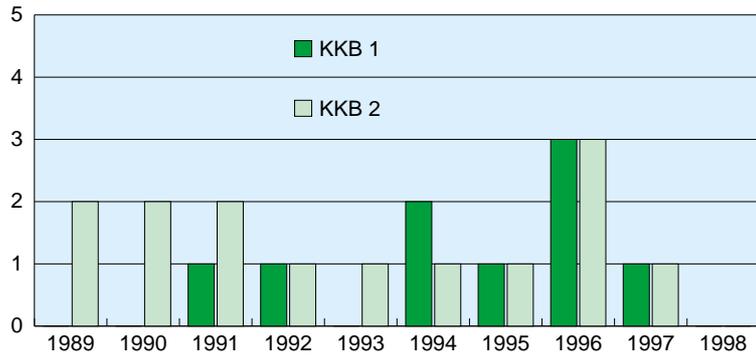
**KKL**



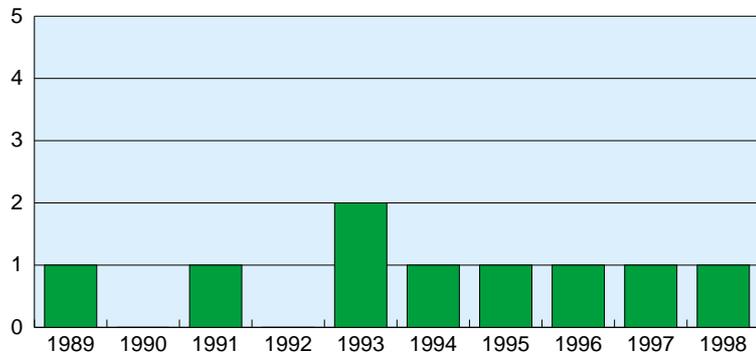
### Figure A3

Nombre annuel d'arrêts automatiques non programmés des réacteurs (scrams) de 1989 à 1998

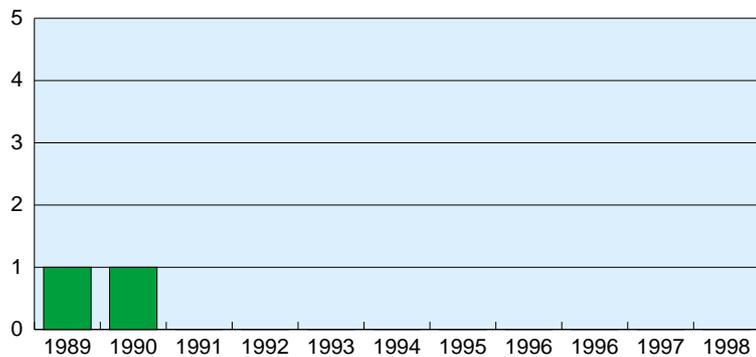
**KKB 1, 2**



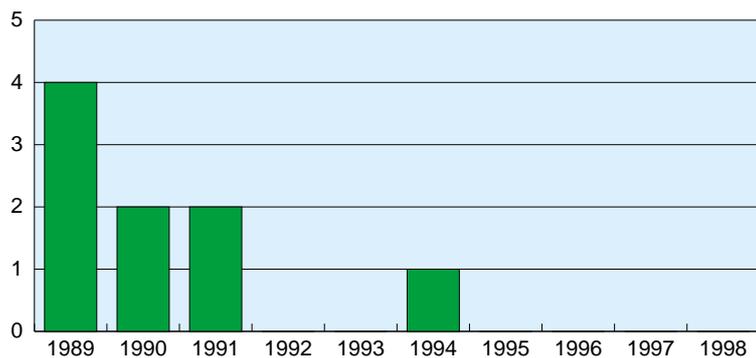
**KKM**



**KKG**

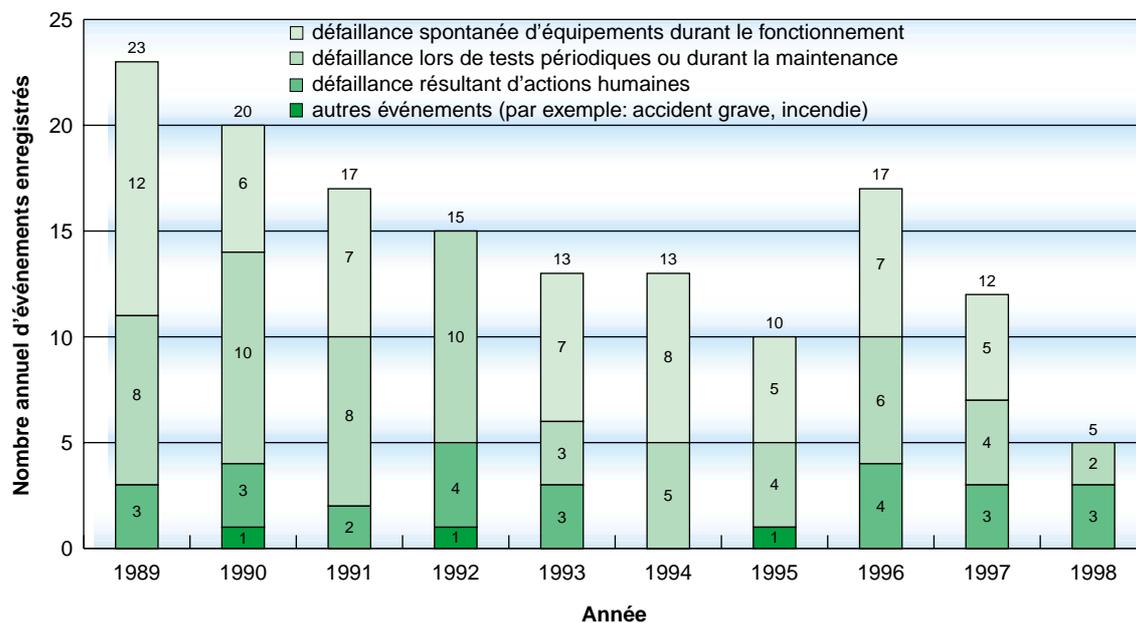


**KKL**



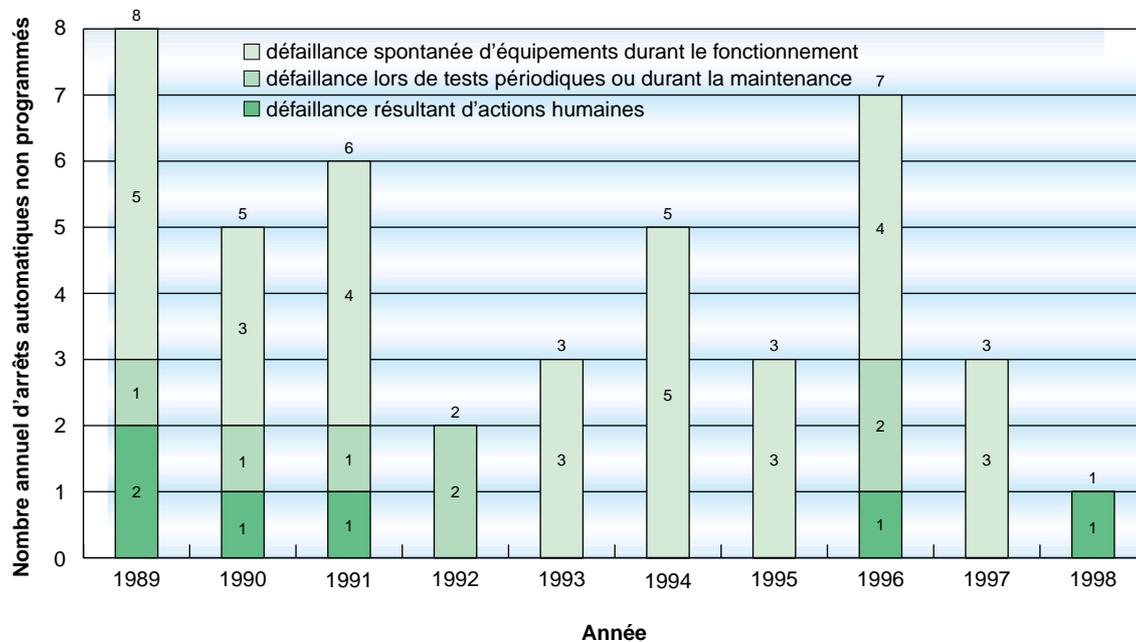
### Figure A3a

Causes des événements enregistrés concernant les centrales nucléaires de 1989 à 1998



### Figure A3b

Causes des arrêts automatiques non programmés des réacteurs (scrams) de 1989 à 1998

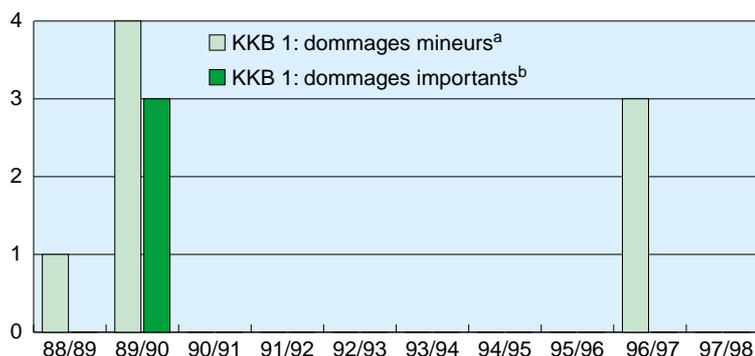


## Figure A4

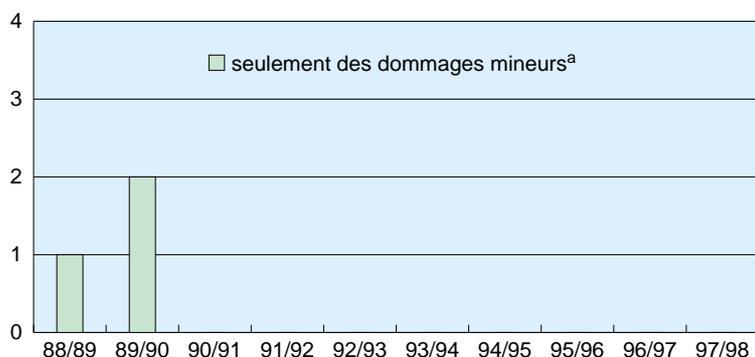
### Nombre de barreaux de combustible nucléaire endommagés de 1988 à 1998

#### KKB 1

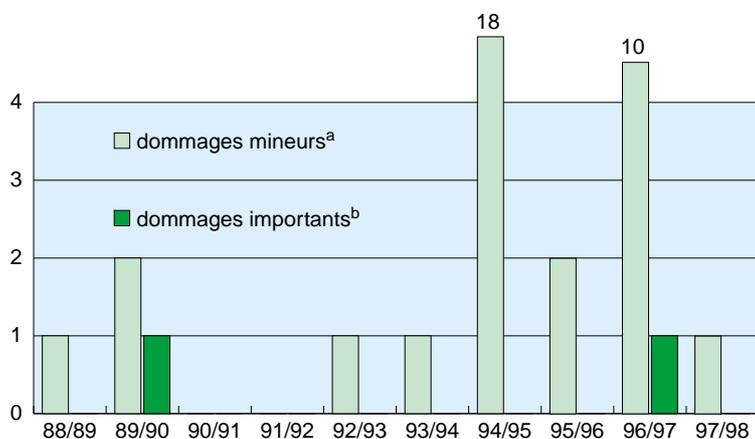
KKB 2: aucun dommage



#### KKM



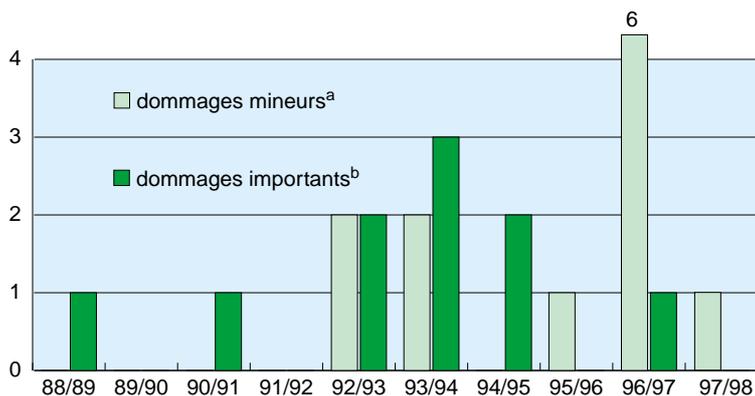
#### KKG



#### KKL

<sup>a</sup> par exemple fissures microscopiques dans le tube de gainage

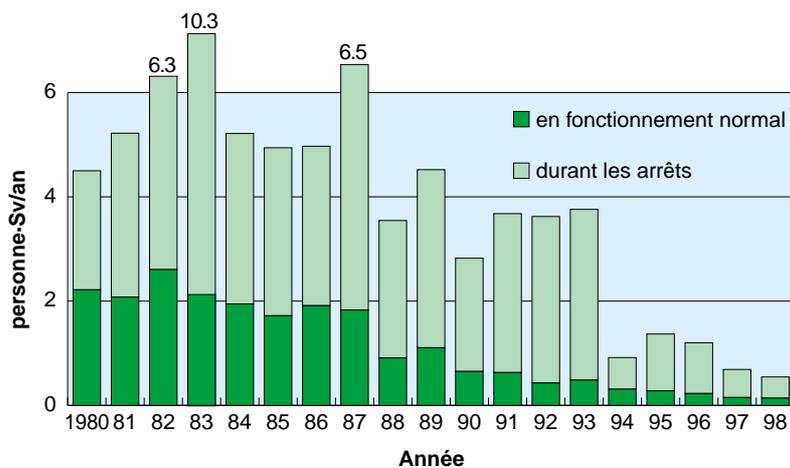
<sup>b</sup> par exemple déchirure ou rupture du tube de gainage suivie d'une élution du combustible



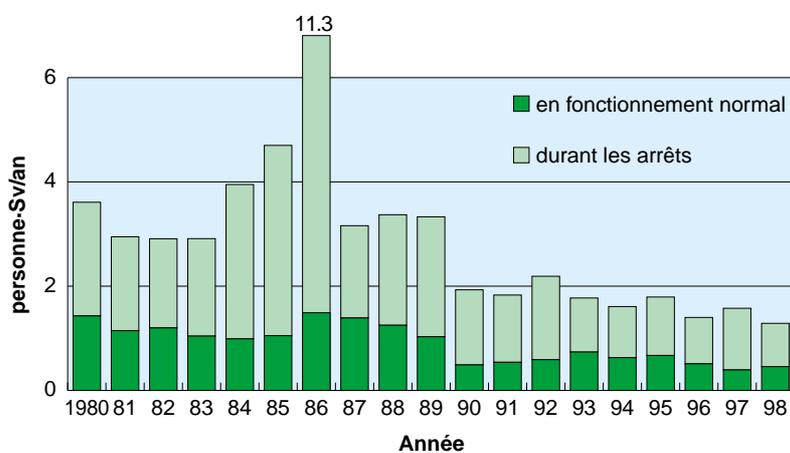
## Figure A5

Doses collectives [en personne-Sv/an] accumulées annuellement dans les centrales nucléaires de 1980 à 1998

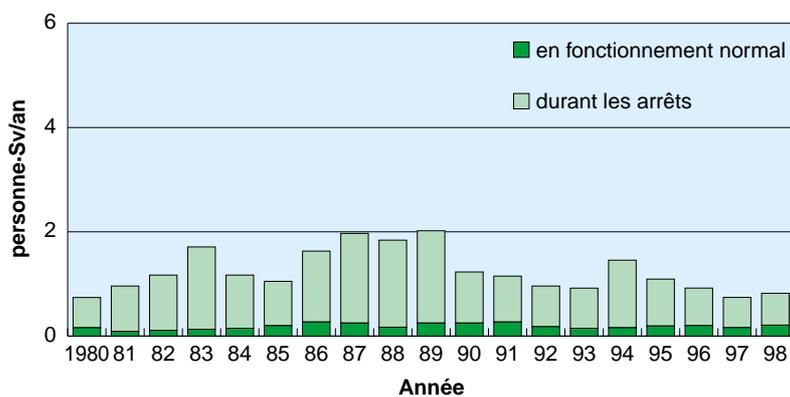
**KKB 1, 2**



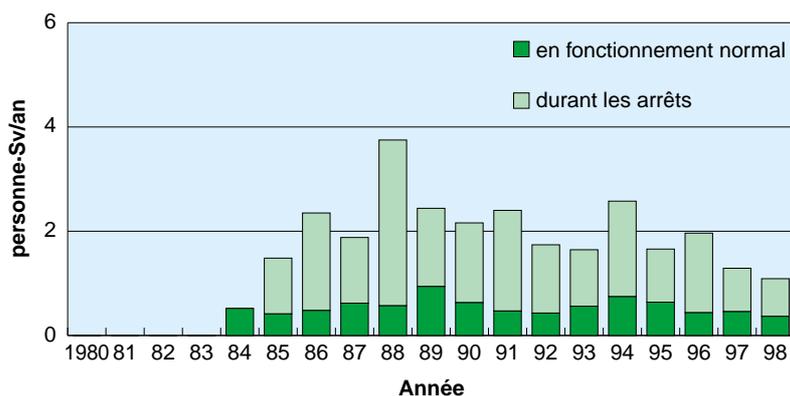
**KKM**



**KKG**

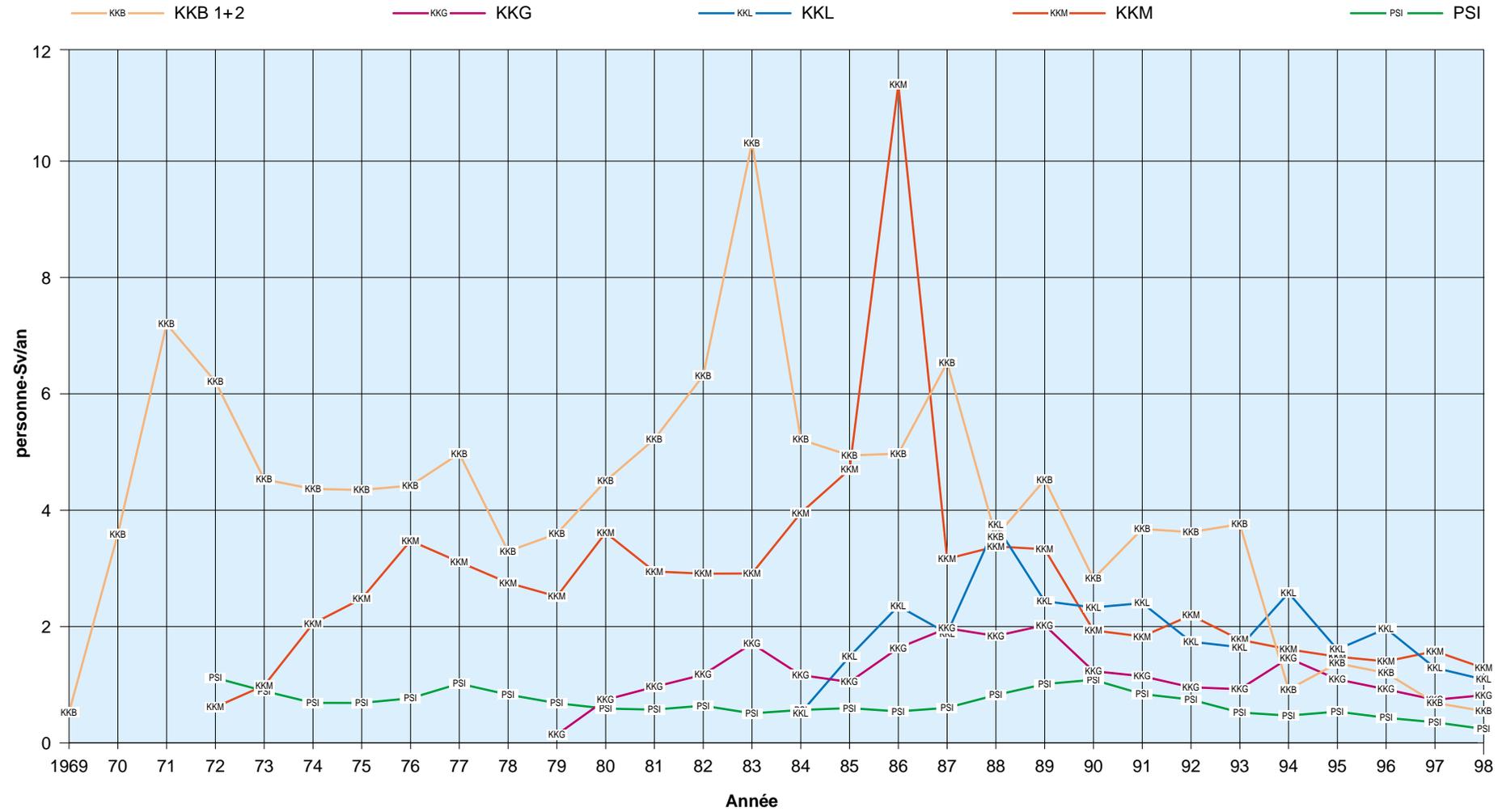


**KKL**



**Figure A6**

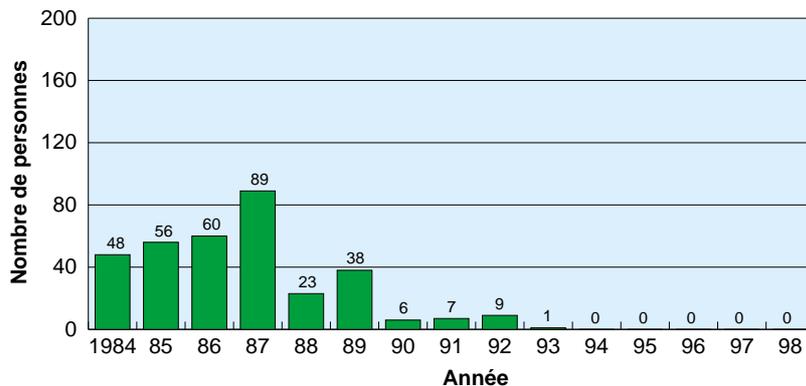
**Doses collectives [en personne-Sv/an] accumulées annuellement dans les installations nucléaires de 1969 à 1998**



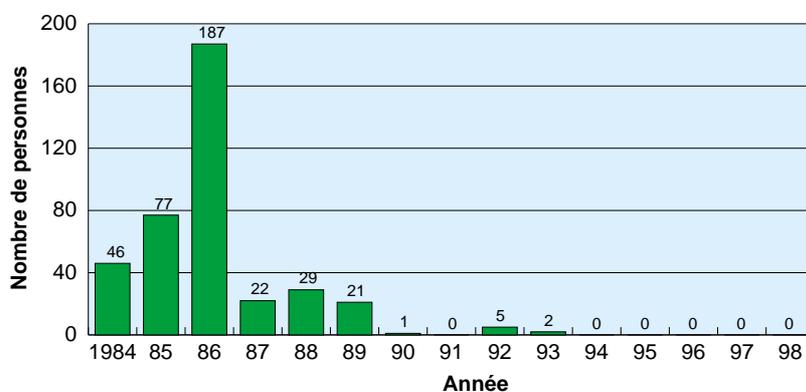
## Figure A7

Nombre de personnes ayant, dans chacune des centrales nucléaires et pour chaque année civile de 1984 à 1998, accumulé annuellement une dose individuelle au corps entier supérieure à 20 mSv

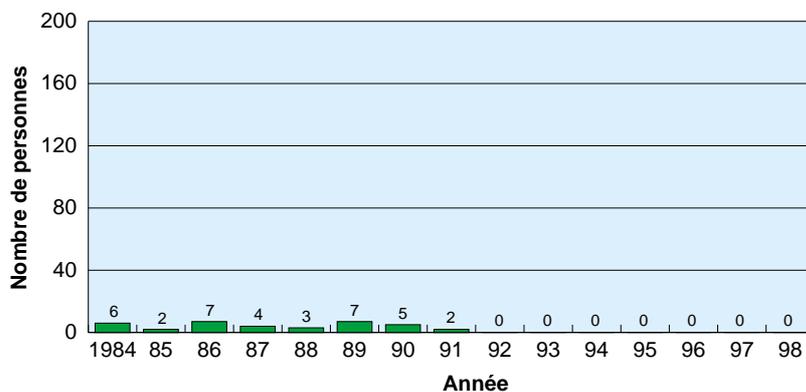
**KKB 1, 2**



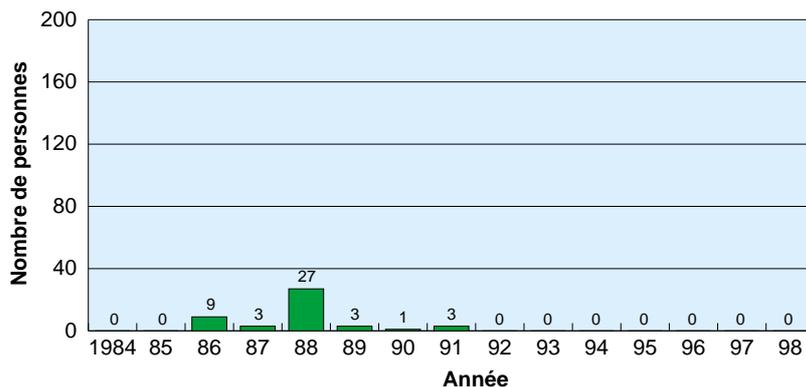
**KKM**



**KKG**



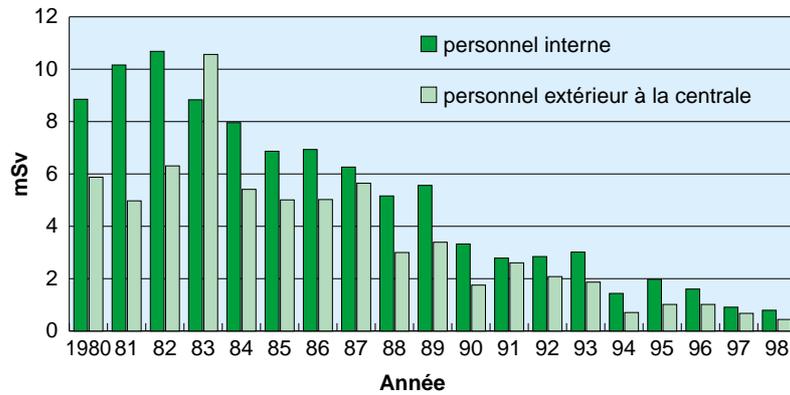
**KKL**



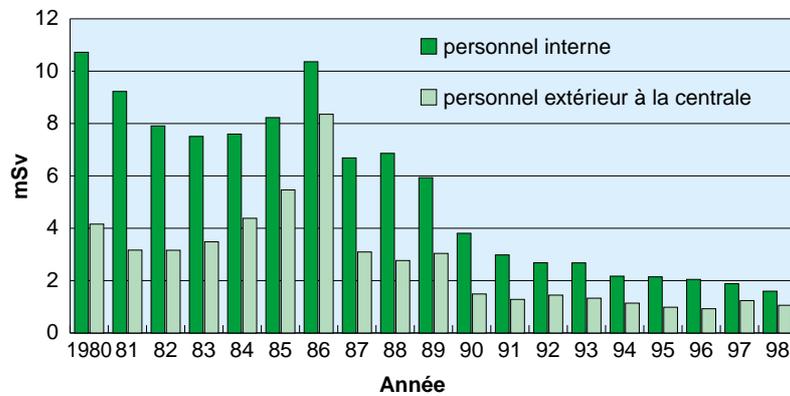
## Figure A8

Dose annuelle moyenne [mSv] accumulée par les individus du personnel interne et extérieur à l'installation pour chaque centrale nucléaire de 1980 à 1998

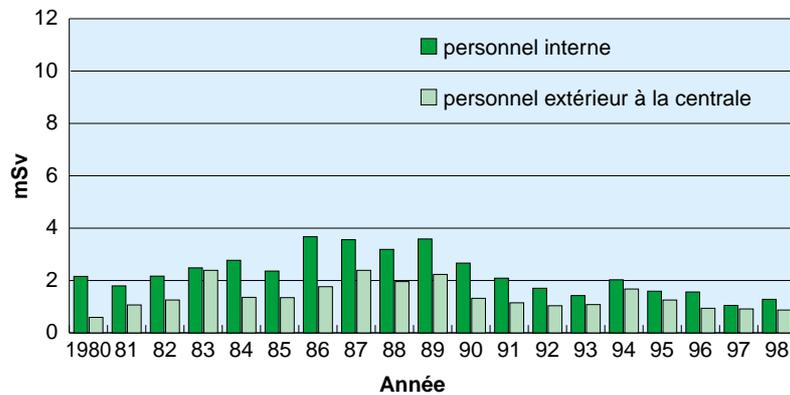
**KKB 1, 2**



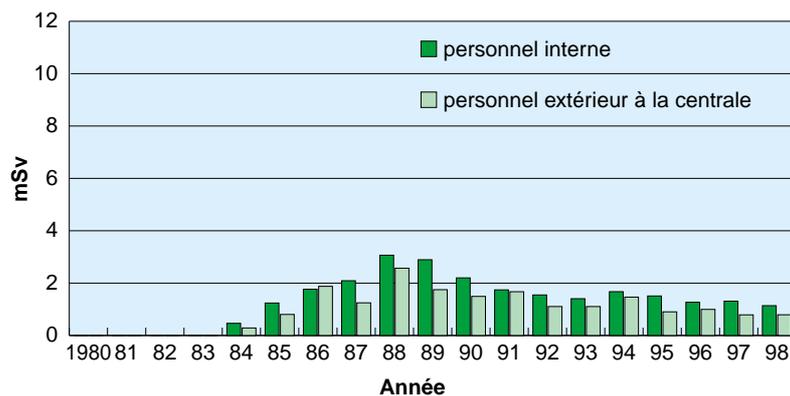
**KKM**



**KKG**



**KKL**

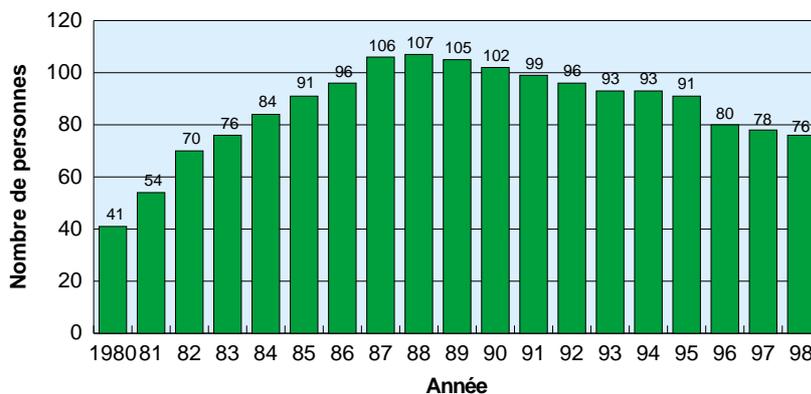


## Figure A9

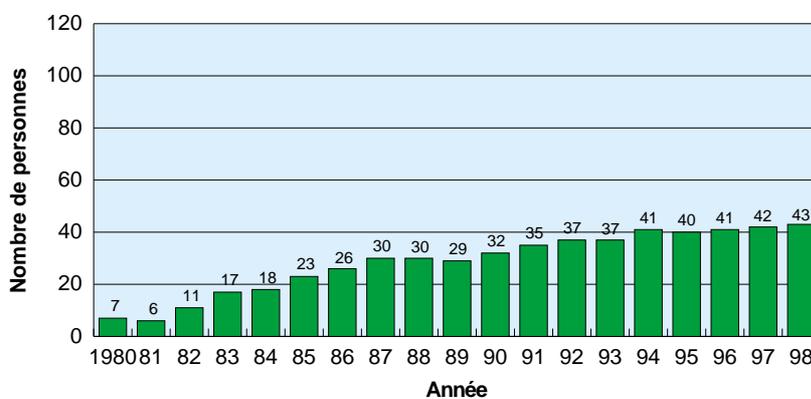
Nombre d'individus du personnel interne de chacune des centrales nucléaires ayant accumulé, à la fin de chaque année civile de 1980 à 1998, une dose de carrière<sup>1</sup> supérieure à 200 mSv

<sup>1</sup> voir Tableaux A10a et A10b

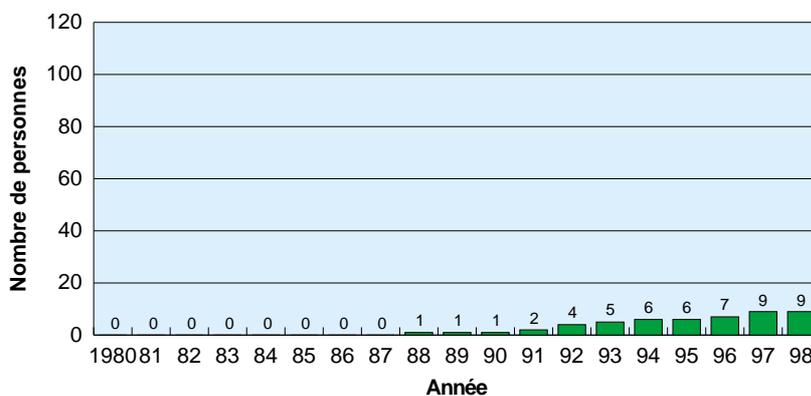
**KKB 1, 2**



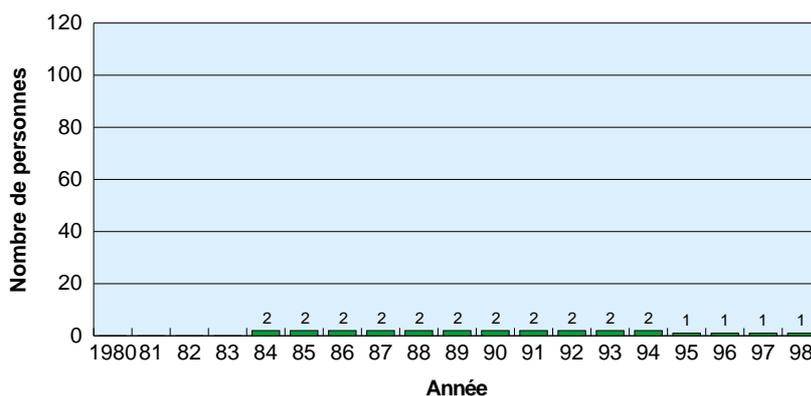
**KKM**



**KKG**

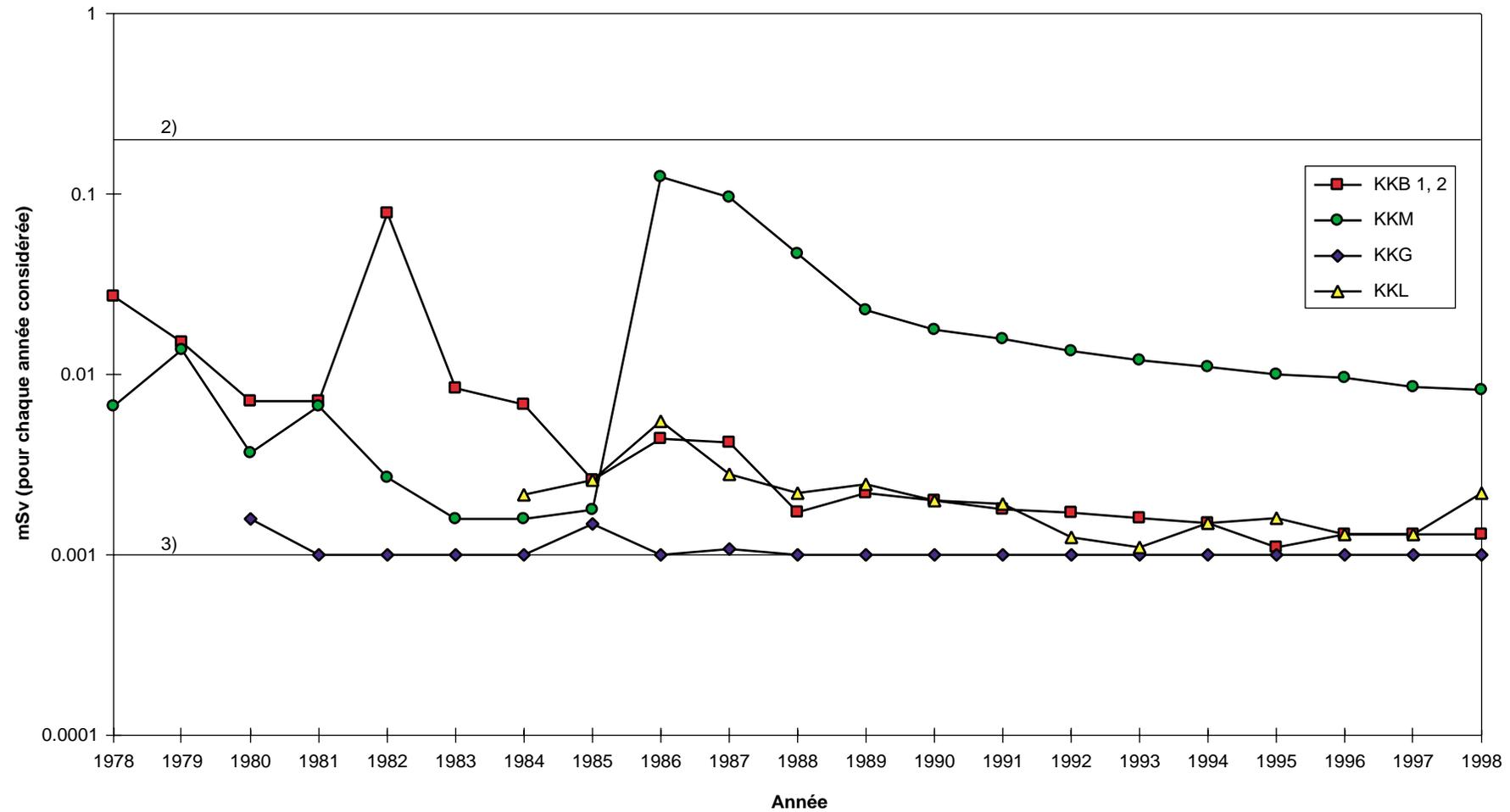


**KKL**



## Figure A10

Dose (calculée) accumulée par la personne (adulte) la plus exposée<sup>1)</sup> dans le voisinage de chacune des centrales nucléaires pour chaque année de 1978 à 1998



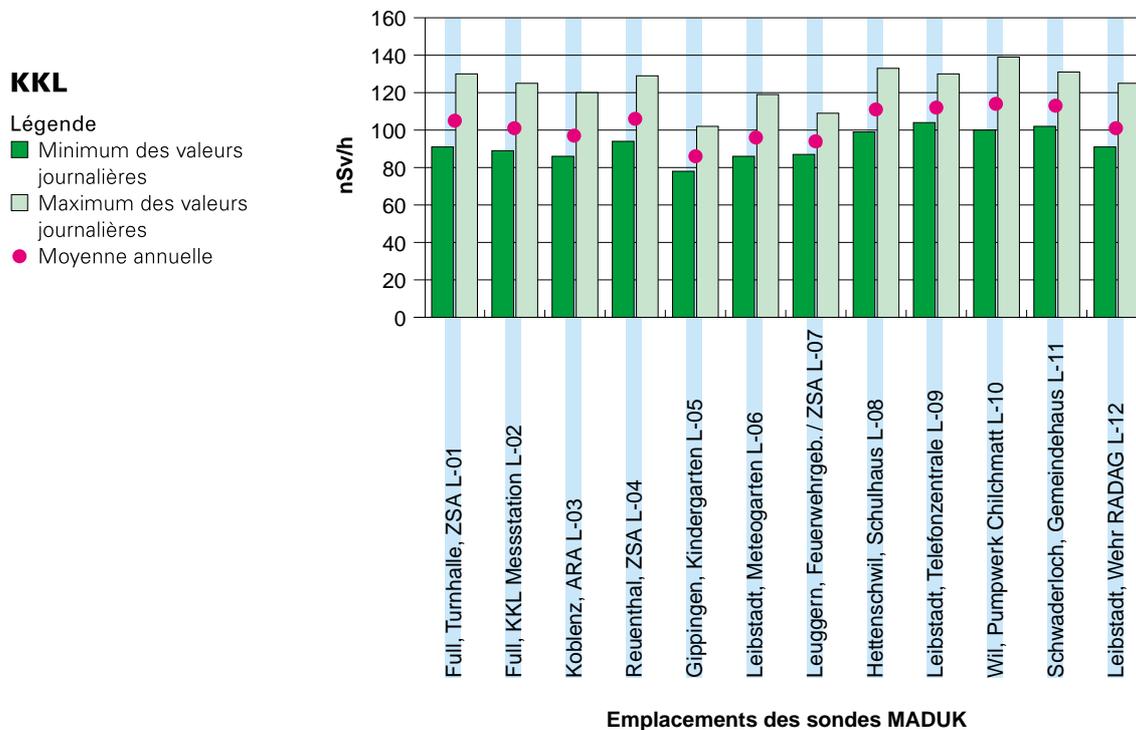
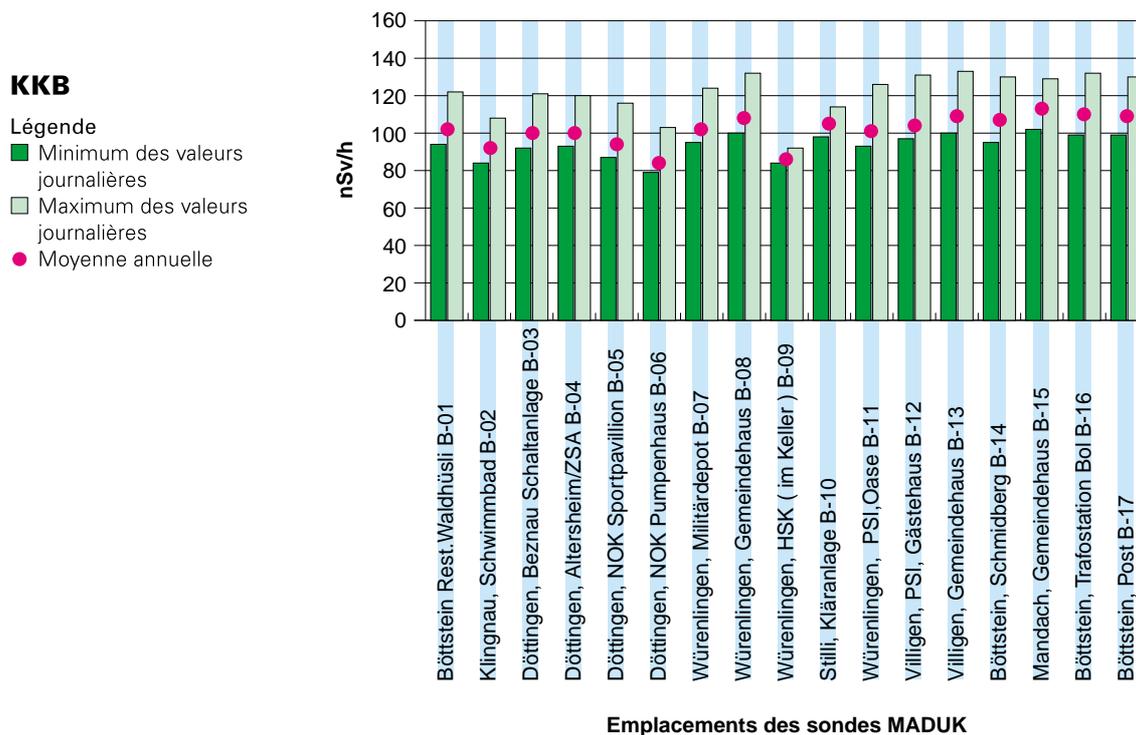
<sup>1)</sup> personne fictive, définie comme séjournant en permanence à l'emplacement critique, assurant intégralement son alimentation avec des denrées provenant de cet emplacement et prélevant toute son eau potable dans le cours d'eau en aval de la centrale nucléaire considérée.

<sup>2)</sup> valeur directrice de dose liée à la source (ORaP article 7, directive HSK-R-11 de la DSN)

<sup>3)</sup> 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)

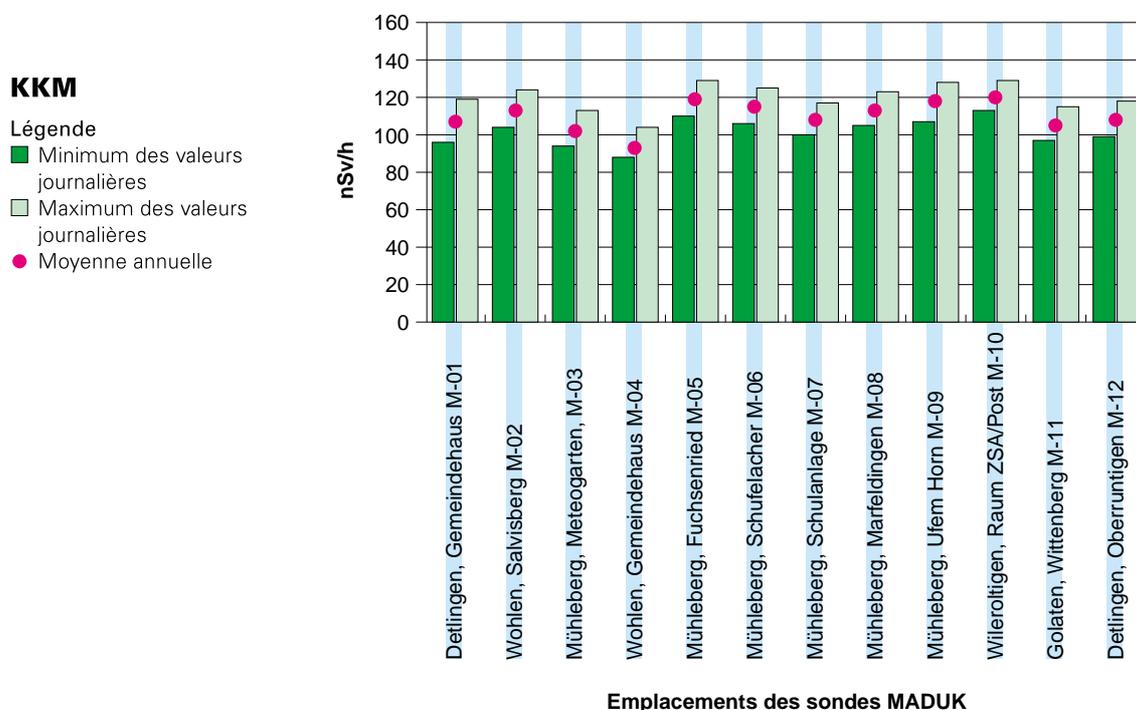
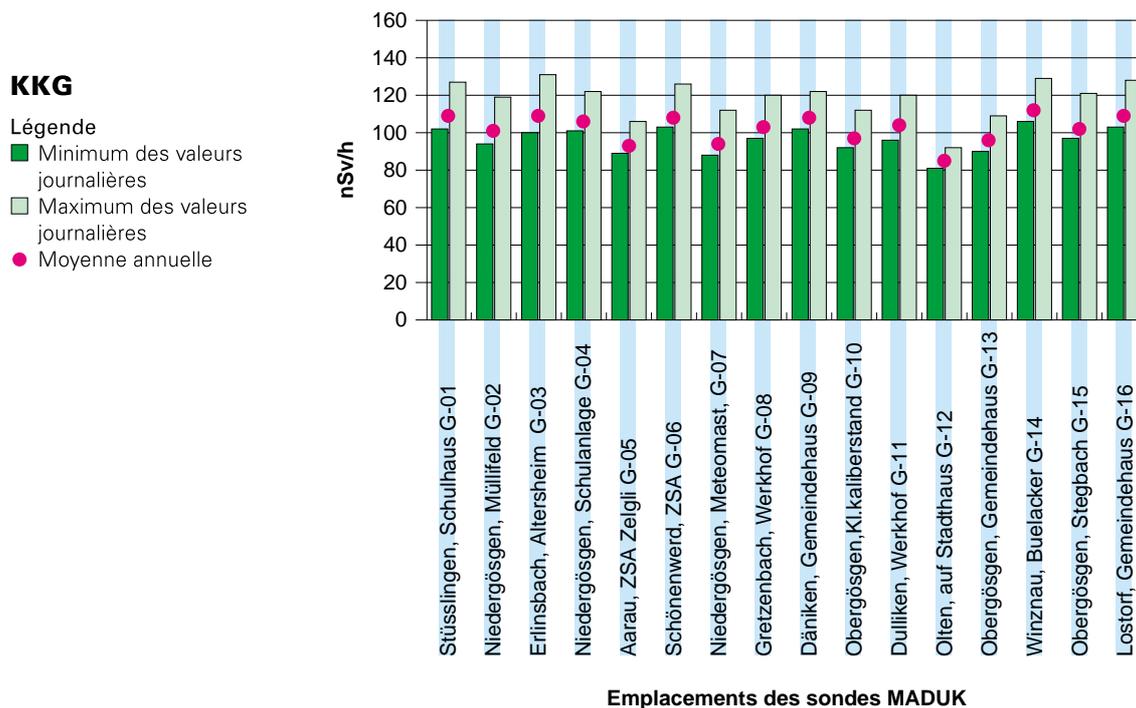
# Figure A11

Débit de dose ambiante indiqué par les sondes MADUK en 1998



**Figure A11 (suite)**

**Débit de dose ambiante indiqué par les sondes MADUK en 1998**



# Appendice B

## Tableaux

Tableau B1	Liste des directives et recommandations de la DSN en vigueur en Suisse .....	152
Tableau B2	Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES) .....	156
Tableau B3	Principales caractéristiques des centrales nucléaires suisses .....	158

## Figures

Figure B1	Schéma de fonctionnement d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau pressurisée .....	159
Figure B2	Schéma de fonctionnement d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau bouillante .....	159

<b>Publications du personnel de la DSN</b> .....	160
--	-----

<b>Liste d'abréviations et leurs significations</b> .....	162
---	-----

## Tableau B1

### Liste des directives et recommandations de la DSN en vigueur en Suisse

Directive HSK-	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 (Directive concernant les zones surveillées des installations nucléaires et de l'Institut Paul Scherrer)	Juin 1995
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 und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts (Enregistrement et notification des doses accumulées par le personnel des installations nucléaires, ainsi que celui de l'Institut Paul-Scherrer, exposé aux radiations dans l'exercice de sa profession)	Octobre 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 HSK-	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 des Paul Scherrer Instituts sowie der Kernanlagen des Bundes und der Kantone (Devoir de notification de l'Institut Paul Scherrer ainsi que des installations nucléaires de la Confédération et des Cantons)	Juin 1998
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, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen (Procédures de surveillance lors de la construction des installations nucléaires, équipements électriques de classe 1E)	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 -Chefskontrolleure; 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 HSK-	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 HSK-	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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).</li> </ul> <p><i>Remarques: Possibilité d'effets aigus sur la santé. Effets tardifs sur la santé dans une vaste zone pouvant s'étendre sur plusieurs pays. Conséquences à long terme sur l'environnement.</i></p>	Tchernobyl URSS, 1986
6	Accident grave	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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).</li> </ul> <p><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></p>	
5	Accident entraînant une mise en danger du voisinage du site	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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).</li> </ul> <p><i>Remarque: L'application partielle des plans d'urgence est, dans certains cas, nécessaire pour réduire la probabilité d'effets sur la santé.</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Endommagement grave du coeur accompagné du relâchement d'une grande quantité de radioactivité à l'intérieur de l'installation.</li> </ul>	Windscale Angleterre, 1957  Three Mile Island USA, 1979
4	Accident sans mise en danger significative du voisinage du site	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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.</li> </ul> <p><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></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Endommagement partiel du coeur du réacteur dû à des effets mécaniques et/ou à une fusion.</li> <li>■ Irradiation du personnel telle qu'un décès à court terme est probable.</li> </ul>	Saint Laurent France, 1980

## Tableau B2 (suite)

### Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES)

Niveau	Descripteur	Critères	Exemple
3	Incident grave	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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.</li> <li>■ 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.</li> <li>■ Dérangement pour lequel une défaillance supplémentaire des système de sécurité pourrait conduire à des conditions accidentelles.</li> <li>■ Situation dans laquelle les systèmes de sécurité seraient incapables d'empêcher un accident, si certains événements initiateurs devaient se produire.</li> </ul>	Vandellos Espagne, 1989
2	Incident	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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.</li> <li>■ Événement entraînant une irradiation du personnel dépassant la limite admissible de la dose annuelle.</li> <li>■ Dispersion significative de radioactivité dans l'installation débordant du cadre prévu lors de la conception et du dimensionnement.</li> </ul>	Sosnowy Bor Russie, 1992
1	Anomalie	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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.</li> </ul>	
0	Événements sans importance du point de vue sécurité	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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.</li> </ul>	

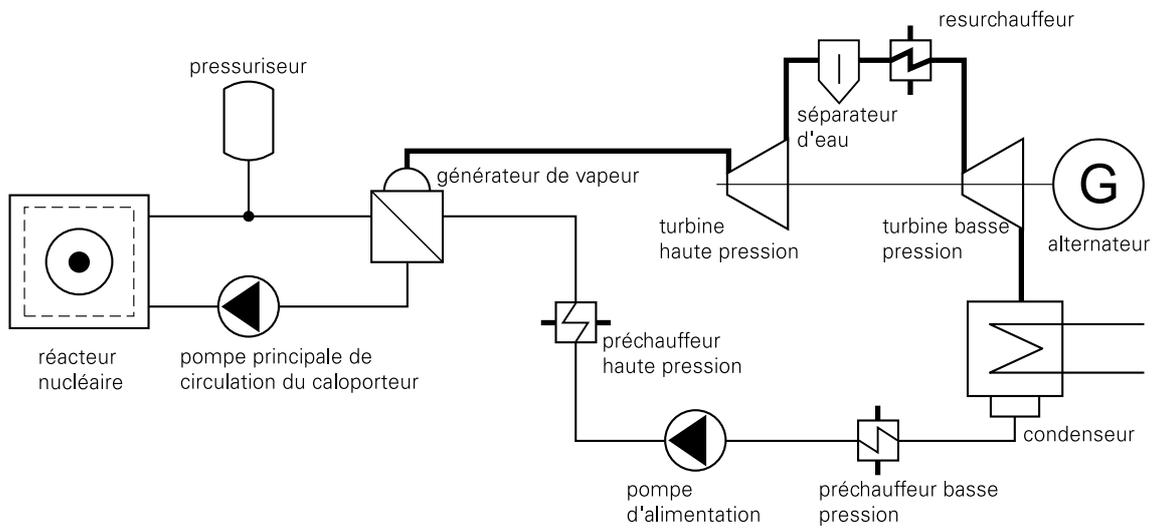
## Tableau B3

### Principales caractéristiques des centrales nucléaires suisses

	KKB 1	KKB 2	KKM	KKG	KKL
Puissance thermique [MW]	1130	1130	1097	3002	3138 dès 31.10.98 3327
Puissance électrique brute [MW]	380	374	372	1020	1085 dès 31.10.98 1135
Puissance électrique nette [MW]	365	357	355	970	1030 dès 31.10.98 1080
Type de réacteur	réacteur à eau pressurisée	réacteur à eau pressurisée	réacteur à eau bouillante	réacteur à eau pressurisée	réacteur à eau bouillante
Fournisseur du réacteur	Westinghouse	Westinghouse	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

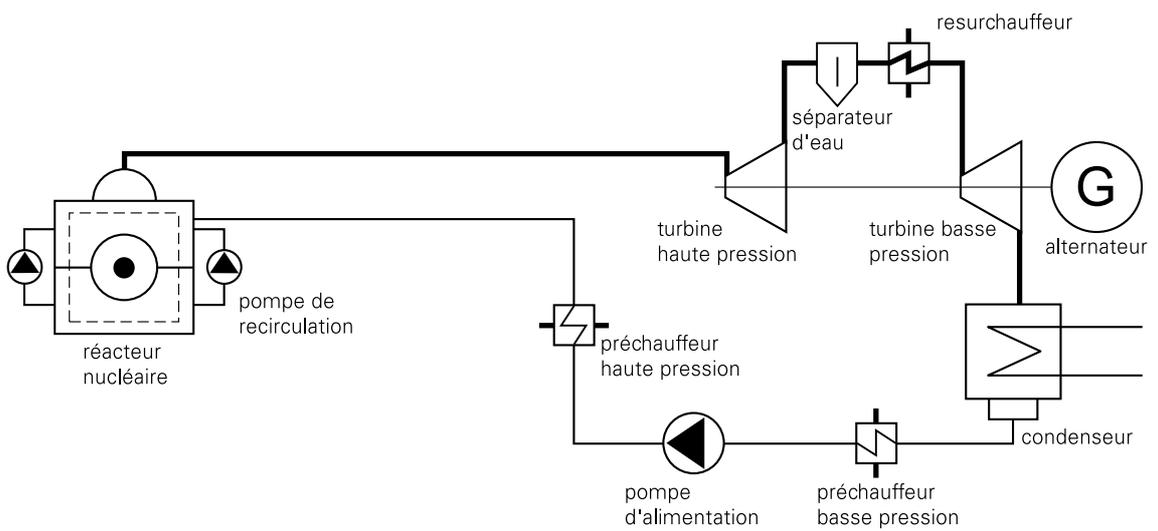
**Figure B1**

**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 1998

Baggenstos, M. (HSK) 1998: Gefährdung und Verhalten der Truppe bei einem KKW-Unfall in der Schweiz; Geb AK 3 – Zürich.

Baggenstos, M. (HSK) 1998: New Emergency Planning Concept in Switzerland; NEA Expert Group on Emergency Matters – Paris.

Baggenstos, M. (HSK) 1998: Notfallschutzplanung für die Umgebung von Kernkraftwerken; SVA-Tagung Winterthur – Winterthur.

Baggenstos, M. (HSK) 1998: Zivile A-Bedrohung durch Kernkraftwerke; Ausbildung für Frauen Stab BR InfoZen – Spiez.

Baggenstos, M. (HSK) 1998: Konsequenzen der Transportkontaminationen für die Schweiz; AKN Tagung in Hamburg – Hamburg.

Bieth, M.; Birac, C.; Comby, R.; Maciga, G.; Neumann, W. (HSK) 1998: Final results of the PISC III round robin test on steam generator tube inspection; First International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, 20.–22.10.1998 – Amsterdam.

Bitterli, P. (HSK) 1998: Vom Kohlensumpf zum Wasserschloss; Badener Neujahrsblätter 1999. – Baden.

Bucher, B.; Rybach, L.; Schwarz, G. (HSK) 1998: Environmental mapping: Comparison of ground and airborne gamma spectrometry results under Alpine conditions; Proceedings of the RADMAGS-Symposium, Stirling, June 1998 – Stirling.

Bucher, B.; Schwarz, G. (HSK); Rybach, L. Bärlocher, Ch. 1998: Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM97; Bericht für das Jahr 1997 zuhanden der Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR); Interner Bericht, Institut für Geophysik, ETH Zürich – Zürich.

Bucher, B.; Schwarz, G. (HSK); Rybach, L. Bärlocher, Ch. 1998: Aeroradiometrische Aufnahmen in der Schweiz, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 1997; Bundesamt für Gesundheit, Bern; B 3.4.1 - B 2.4.5 – Bern.

Esmaili, H.; Orandi, S.; Vijaykumar, R.; Cazzoli, E. and Khatib-Rahbar, M. (ERI); Zuchuat, O. and Schmocker, U. (HSK) 1998: A Much Faster than RealTime Approach to Accident Diagnostics, Analysis, and Management (ADAM); Proceedings of the 4<sup>th</sup> international conference on probabilistic safety assessment and management, New York, September 13-18, 1998 – New York.

Hammer, J. (HSK) 1998: Regulatory aspects of neutron radiography; Proceedings of the Third International Topical Meeting on Neutron Radiography, March 16-19, 1998 in Lucerne Nucl. Instr. and Meth. In Phys. Res. A (1999); in print – Luzern.

Jeschki, W. (HSK) 1998: ICRP-64 Schutzkonzept gegen Ereignisse und Störfallvorsorge in der schweizerischen Strahlenschutzgesetzgebung. Expertentreffen Strahlenschutz, TÜV-Akademie – Aschau.

Lioubarski, A.; Kouzmina, I.; Noskov D. (SEC NRS, Russia); Rozine, V. (NPP Novovoronezh, Russia); Khatib-Rahbar, M.; Kuritzky, A. (ERI, USA); and Schmocker U. (HSK) 1998: Insights from Level-1 PSA for Novovoronezh NPP (Unit 5) and PSA-Based Modifications; Proceedings of the International Conference on Topical Issues in nuclear, radiation and radioactive waste safety; 30 August - 4 September 1998 – Vienna.

Meyer, P.; Schoen, G.; Zuchuat, O.; Brosi, S.; Sardella, R. and Schmocker, U. (HSK); Kuritzky, A.; Cazzoli, E.; Ismaili, H.; Vijaykumar, R. and Khatib-Rahbar, M. (ERI) 1998: Regulatory Evaluation of Core Damage Frequency and Severe Accident Vulnerabilities of a KWU Pressurized Water Reactor; Proceedings of the 4<sup>th</sup> international conference on probabilistic safety assessment and management, New York, September 13-18, 1998 – New York.

Müller, M.; Rudolf von Rohr, Ph. (ETH-Z); and Schmocker, U. (HSK) 1998: Aerosol Re-entrainment from Boiling Pool During Controlled Filtered Venting After a Severe Core Melt Accident; Proceedings 3<sup>rd</sup> OECD-Specialist Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety; June 15-18 – Cologne.

Neumann, W. (HSK) 1998: Risiko-basierte Wiederholungsprüfung aus Behördensicht; SGK-Generalversammlung, 18.6.1998 – Bern.

Neumann, W. (HSK); Gribi, M.; Schwammberger, R.; Tobler, R. 1998: Experience with a qualification project for dissimilar metal welds; First International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, 20.-22.10.1998 – Amsterdam.

Nöggerath, J.; Wand, H. (HSK) 1998: Stellungnahme der HSK zur erhöhten lokalen Korrosion an SVEA-96-Brennelementen im Kernkraftwerk Leibstadt; 3. Symposium zur atomrechtlichen Praxis in Bayern, München, 5./6.10.1998 – München.

Nöggerath, J.; Wand, H. (HSK) 1998: Risse im Kernmantel des Kernkraftwerks Mühleberg - bisherige Aktivitäten, sicherheitstechnische Bedeutung und aktueller Stand nach dem Revisionsstillstand 1998; 3. Symposium zur atomrechtlichen Praxis in Bayern, München, 5./6.10.1998 – München.

Ochs, M.; Boonekamp, M.; Wanner, H. (HSK); Sato, H.; Yui, M. 1998: quantitative model for ion diffusion in compact bentonite; Radiochem. Acta, 82 (1998), 437-443.

Prêtre, S. (HSK) 1998: Decision-making in abnormal radiological situations; The Societal Aspects of Decision Making in Complex Radiological Situations; Workshop of OECD / NEA; 13 - 15 January 1998 – Villigen.

Prêtre, S. (HSK) 1998: Die Sicherheit der Kernenergie wird uns etwas kosten, Marktöffnung hin oder her; Interview in der Aargauer Zeitung; 1.9.1998 – Aargau.

Prêtre, S. (HSK) 1998: Eviter le syndrome "Titanic"; Interview du journal Le Matin; 4 octobre 1998 – Ouest-Suisse.

Prêtre, S.; Jeschki, W.; Nöggerath, J.; Schmocker, U. (HSK) 1998: Kosten und Sicherheit; SVA-Vertiefungskurs zur Kostenoptimierung in Kernkraftwerken; 22.-24.4.98; Schweizerische Vereinigung für Atomenergie (SVA) – Brugg / Windisch.

Rybach, L.; Bucher, B.; Schwarz, G. (HSK) 1998: Airborne surveys of Swiss nuclear facility sites; Proceedings of the RADMAGS-Symposium, Stirling, June 1998 – Stirling.

Rybach, L.; Bucher, B.; Schwarz, G. (HSK) 1998: Airborne gamma ray spectrometry for nuclear safety and environmental applications: State of the art examples from Switzerland; Workshop on GIS, Airborne remote sensing and geospatial clearinghouse in Hungary, Budapest, February 19/20 1998 – Budapest.

Schoen, G. (HSK) 1998: A Databank for PSA Data; International Workshop on Reliability Data Collection for Living PSA – Budapest.

Tipping, Ph.; Chakraborty, S. (HSK) 1998: Technical Note: Management of Resources and Collaboration in Nuclear Safety Research; Nuclear Safety, Vol. 38-No. 1, January - March 1997 (erschienen 1998); Technical Progress Journal prepared for the U.S. Nuclear Regulatory Commission.

Tipping, Ph.; Nöggerath, J. (HSK) 1998: Materials ageing in nuclear power plants: Surveillance programmes and some mitigation strategies to enhance operational reliability and safety; Risk, Economy and Safety, Failure Minimisation and Analysis, Failures'98; R.K. Penny, Engineering Formation cc, Fish Hoek – Rotterdam, South Africa.

Van Doesburg, W.; Maeder, C.; Wand, H. (HSK) 1998: Licensing of MOX fuel in Switzerland; Proceedings of the International Topical Meeting on the Safety of Operating Reactors, October 11-14, 1998 – San Francisco; (ISBN 0-89448-630-6).

## Abréviations et leurs significations

(entre parenthèses: abréviation courante en allemand ou en anglais lorsqu'elle diffère de l'abréviation française existante)

<b>1</b>	
1E	Classe de sécurité des équipements électriques importants pour le sécurité
<b>A</b>	
ABB	ASEA-Brown & Boveri
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 <u>A</u> ccident <u>D</u> iagnosics, <u>A</u> nalysis and <u>M</u> anagement)
ADN	acide désoxyribonucléique
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)
AEN (NEA)	Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE
AGN-211-P	réacteur piscine de l'Université de Bâle
AIEA (IAEA)	Agence internationale de l'énergie atomique (Vienne)
AM	accident management (gestion d'accidents)
ANPA	système de transmission automatique de données des centrales nucléaires vers la DSN
ASE	division «radioprotection et gestion des déchets radioactifs» au PSI (Abteilung Strahlenschutz und Entsorgung)
ASIT (SVTI)	Association suisse d'inspection technique
ASME	American Society of Mechanical Engineers (Société américaine des ingénieurs-mécaniciens)
ATEL	Aare-Tessin, société anonyme pour l'électricité
AURA	installation de retraitement par précipitation des eaux radioactives à KKB
AWARE	système d'alarme informatisé à KKB
<b>B</b>	
BIOMASS	programme international de l'AIEA concernant les méthodes de modélisation et d'évaluation de la biosphère (International programme on <u>B</u> IOsphere <u>M</u> odelling and <u>A</u> SSessment methods)
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
BOTA	réservoir d'eau boriquée à KKB
Bq	becquerel = unité de radioactivité (1 Bq = 1 désintégration par seconde)
Bq·m <sup>-3</sup>	activité spécifique en becquerel par mètre cube
Bq/cm <sup>2</sup>	unité d'activité superficielle spécifique (utilisée pour exprimer la contamination radioactive d'une surface)
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) sur le site du PSI à Würenlingen
<b>C...</b>	
CA	valeur directrice pour l'activité durable dans l'air (selon ORaP)

## Abréviations et leurs significations (suite)

...C	
CANR (CNRA)	Comité sur les activités nucléaires réglementaires de l'AEN de l'OCDE (Committee on Nuclear Regulatory Activities)
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)
CEI	Communauté d'états indépendants (ex-URSS)
CENAL (NAZ)	Centrale nationale d'alarme, à Zurich
CFF (SBB)	Chemins de fer fédéraux suisses
CFR (EKS)	Commission fédérale de la protection contre les radiations
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)
CIS/DAISY	système d'information de la chimie /analyse des données et système d'information
classe 1E	classe de sécurité des équipements électriques
CNL	Centrale nucléaire expérimentale de Lucens
Co-60	cobalt-60, isotope radioactif du cobalt
CODRA (LAR)	Comité directeur radioactivité de l'Organisation d'intervention (de la Confédération) en cas d'augmentation de la radioactivité (OIR)
COGEMA	Compagnie générale des matières nucléaires (La Hague, France) (société française de retraitement de combustible nucléaire)
COMPRO	programme destiné à informatiser les prescriptions et les procédures pour les situations d'urgence (à KKB)
conteneurs TE	conteneurs (ou hottes ou châteaux) de transport et d'entreposage massifs destinés au transport et à l'entreposage d'assemblages combustibles usés et de déchets vitrifiés de haute activité
COPAC (KOMAC)	Commission fédérale de la protection AC (atomique et chimique)
CROCUS	nom d'un réacteur (assemblage critique) de l'IGA (EPFL)
CRP (ZRP)	Centre de radiopharmacie de l'Institut Paul-Scherrer (PSI); ancienne dénomination: Laboratoire de radiopharmacie (LRP)
Cs	césium
Cs-137	isotope radioactif du césium
CSA (KSA)	Commission fédérale de la sécurité des installations nucléaires
CSIN (CSNI)	Comité de la Sûreté des Installations Nucléaires de l'AEN de l'OCDE (Committee on the Safety of Nuclear Installations)
CSN (CNS)	Convention internationale sur la sûreté nucléaire (International Convention on Nuclear Safety)
CVRS	Cement Volume Reduction Solidification, installation de conditionnement destinée à la réduction du volume des résines, des concentrats et des boues résiduels par concentration et 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)

## Abréviations et leurs significations (suite)

...D	
DETEC (UVEK)	Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (remplace depuis le 01. 01. 1998 le Département fédéral des transports, des communications et de l'énergie (DFTCE))
DFAE (EDA)	Département fédéral des affaires étrangères
DFMA (SMA)	déchets faiblement et moyennement radioactifs à courte durée de vie
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
DSIN	Direction de la sûreté des installations nucléaires, autorité française de sûreté nucléaire
DSK	Commission germano-suisse de la sécurité des installations nucléaires
DSN (HSK)	Division principale de la sécurité des installations nucléaires, Würenlingen
E	
E <sub>50</sub>	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
EIG	École d'ingénieurs de Genève (ETS)
ENIQ	European Network for Inspection Qualification (réseau européen de qualification de l'inspection)
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)
ET (TS)	École(s) technique(s)
ETS (HTL)	École(s) technique(s) supérieure(s)
EW3	actions malintentionnées de tiers (de l'allemand: (böswillige) Einwirkung Dritter)
F	
F-18	isotope radioactif du fluor
FDWR-MOX	type de combustibles nucléaires MOX pour des réacteurs à eau pressurisée d'un type perfectionné (MOX-Brennstoffe für fortgeschrittene Druckwasserreaktoren)
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
FORTUNA	nom de couverture d'un exercice d'urgence joué à la centrale nucléaire de Leibstadt
G...	
GAIA	nom de code de l'exercice combiné d'urgence joué en 1998 à KKG
GAN	GOSATOMNADZOR, autorité russe de sécurité nucléaire
GANTRY	installation de thérapie par des protons de 200 MeV (au PSI)
GENORA	locaux protégés de l'organisation d'urgence de la DSN

## Abréviations et leurs significations (suite)

...G	
GFS	Société pour la formation et l'entraînement sur simulateurs (Gesellschaft für Simulatorschulung) à Essen, en Allemagne.
GWh	gigawattheure, unité d'énergie, 1 gigawattheure = 1·10 <sup>9</sup> wattheure
GMT	Gas Migration Test in the Engineered Barrier System (migration des gaz au travers du système des barrières techniques)
GNW	Coopérative du Wellenberg pour la gestion des déchets radioactifs
GPSA	étude probabiliste de sécurité (EPS/PSA) pour le régime de puissance relative à la centrale nucléaire de Gösgen
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (Société pour la sécurité des installations et des réacteurs, Allemagne)
GWh	gigawattheure, unité d'énergie, 1 gigawattheure = 1·10 <sup>9</sup> wattheure
GWh <sub>th</sub>	gigawattheure thermique, unité d'énergie thermique
H	
HAA	déchets hautement radioactifs (hochaktive Abfälle)
HAA/BE	halle de l'entrepôt ZWIBEZ à KKB destinée à l'entreposage des déchets hautement radioactifs et des assemblages combustibles irradiés
HBWR	acronyme pour le réacteur de recherche et d'essais de Halden (Norvège)
HELIOS	acronyme d'un code de transport bidimensionnel
Hotlabor	Laboratoire chaud du PSI
HRA	analyse de la fiabilité de l'être humain (Human Reliability Analysis)
HRP	Projet de recherche international de Halden (Norvège), incluant le réacteur de recherche et d'essais de Halden (HBWR)
HSK-R-11	directive de la DSN concernant les objectifs de protection radiologique
HSK-R-12	directive de la DSN concernant l'enregistrement et la notification des doses accumulées par le personnel des installations nucléaires et de l'Institut Paul Scherrer exposé aux radiations dans l'exercice de sa profession
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 le devoir de notification (centrales nucléaires)
HSK-R-25	directive de la DSN sur le devoir de notification de l'Institut Paul Scherrer ainsi que des installations nucléaires de la Confédération et des Cantons, (révision de juin 1998)
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
HTR	réacteur à haute température (High Temperature Reactor / Hochtemperaturreaktor)
I...	
I-131	isotope radioactif de l'iode
IFR (EIR)	anciennement: Institut fédéral de recherches en matière de réacteurs, Würenlingen (depuis 1988 intégré au PSI)
IFUAS	l'une des halles de l'IGA (EPFL)
IGA	Institut de génie atomique de l'EPFL
IMF	«Inert Matrix Fuel», en relation avec un combustible nucléaire spécial du type MOX (IMF/MOX)
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»)

## Abréviations et leurs significations (suite)

<b>...I</b>	
IRA	Institut de radiophysique appliquée, Lausanne
IRRT	équipe internationale d'évaluation de l'autorité de réglementation – mission d'experts de l'AIEA (International Regulatory Review Team)
ISO	International Standards Organisation
<b>K</b>	
KC-T12	type de conteneur pour déchets radioactifs
KKB	centrale nucléaire de Beznau
KKB 1	tranche 1 de la centrale nucléaire de Beznau
KKB 2	tranche 2 de la centrale nucléaire de Beznau
KKG	centrale nucléaire de Gösgen
KKL	centrale nucléaire de Leibstadt
KKM	centrale nucléaire de Mühleberg
Kr-88	isotope radioactif du krypton
KWU	Kraftwerk-Union (actuellement liée à Siemens sous le nom de KWU-Siemens, à Erlangen, Allemagne)
<b>L</b>	
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)
LRaP (StSG)	loi fédérale sur la radioprotection (1991/1994)
LRP	anciennement: Laboratoire de radiopharmacie de l'Institut Paul-Scherrer (PSI); nouvelle dénomination: Centre de radiopharmacie (CRP)
LWR	réacteur à eau légère (Leichtwasserreaktor / light water reactor)
LWR-Experimente	expériences sur du combustible nucléaire pour réacteurs à eau légère exécutées dans l'installation PROTEUS du PSI à Würenlingen
LWV	Laboratoire du comportement des matériaux au PSI (Labor für Werkstoffverhalten)
<b>M...</b>	
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
MAP	type d'enzymes appartenant aux kinases
MBT	Section Mécanique et génie civil de la DSN
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»
Mn	manganèse
MOX	combustible nucléaire constitué d'un mélange d'oxydes mixtes d'uranium et de plutonium
MPA-Stuttgart	Laboratoire d'essais des matériaux de Stuttgart (Materialprüfanstalt Stuttgart)
mSv	millisievert (1 mSv = un millième de sievert = 10 <sup>-3</sup> sievert) (voir Sv = sievert)
mSv/an	mSv par année; unité de dose d'exposition accumulée en une année

## Abréviations et leurs significations (suite)

<b>...M</b>	
mSv/h	millisievert par heure (unité de débit de dose)
MUSA 2000	révision de l'étude probabiliste de sécurité spécifique de l'installation de Mühleberg pour le fonctionnement en puissance (combinée avec une mise à jour du rapport de sécurité)
MVA	mégavoltampère; unité de puissance des machines électriques
MW	mégawatt = 10 <sup>6</sup> watts, unité de puissance (MW <sub>e</sub> : électrique; MW <sub>th</sub> : thermique)
<b>N</b>	
NADAM	réseau automatique de mesure et d'alarme pour l'irradiation ambiante
NASA	projet suisse d'une Agence nationale de sécurité technique (de l'allemand Nationale Sicherheitstechnische Agentur)
NERS	Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programmes (Forum des autorités de sécurité de pays conduisant des programmes d'énergie nucléaire de modeste envergure)
Ni-63	nickel-63, isotope radioactif du nickel
NOK	Forces Motrices du Nord-Est de la Suisse
<b>O</b>	
OCDE (OECD)	Organisation de coopération et de développement économique
OFEN (BFE)	Office fédéral de l'énergie
OFFT (BBT)	Office fédéral de la formation professionnelle et de la technologie (Bundesamt für Berufsbildung und Technologie)
OFSP (BAG)	Office fédéral de la santé publique
OIR (EOR)	Organisation d'intervention (de la Confédération) en cas d'augmentation de la radioactivité
OPSIM	acronyme d'un logiciel modélisant le comportement de l'opérateur de centrale nucléaire au pupitre de commande
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 de l'exploitation d'une centrale nucléaire, effectuée au nom de l'AIEA et sur demande d'un État membre par une équipe internationale d'experts en exploitation de centrales nucléaires)
<b>P...</b>	
PECO	pays d'Europe centrale et orientale
personne·mSv	personne-millisievert, unité de dose collective d'exposition (voir aussi personne·Sv)
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
PHEBUS PF	projet international de recherche, Cadarache (France), ayant pour objet l'investigation expérimentale des relâchements de substances radioactives (produits de fission) au cours d'un accident grave avec fusion du cœur
PROTEUS	installation nucléaire du PSI; réacteur de recherche à puissance quasi nulle
PSA	probabilistic safety analysis (voir EPS)
PSI (ou IPS)	Institut Paul-Scherrer, Würenlingen et Villigen

## Abréviations et leurs significations (suite)

...P	
PSV (AÜP)	programme de surveillance du vieillissement; correspond à l'allemand AÜP = Alterungsüberwachungsprogramm
PTS	pressurised thermal shock (choc thermique sous contrainte de pression)
PVM	Parallel Virtual Machine, procédé d'exploitation qui permet le fonctionnement en parallèle de plusieurs ordinateurs de grande puissance
R	
RCIC	système de refroidissement de secours du cœur par injection d'eau à haute pression (Reactor Core Isolation Cooling System)
REB (SWR, BWR)	réacteur à eau bouillante
REFUNA	réseau régional de chauffage à distance de la Vallée inférieure de l'Aar
RELAP5	acronyme d'un logiciel qui détermine les conditions thermohydrauliques régissant dans la cuve d'un réacteur
RETRAN	acronyme d'un logiciel qui modélise et décrit le comportement physique de la centrale nucléaire
REVENT	acronyme pour un programme de recherche en sécurité nucléaire au PSI (simulation de la dispersion de substances radioactives à la suite d'un accident grave avec fusion du cœur)
RIT	Institut royal de technologie (Royal Institute of Technology), Stockholm (Suède)
RMCS	commande manuelle du réacteur (Reactor Manual Control System) à KKM
RPIS	affichage de la position des barres de commande (Rod Position Information System) à KKM
S...	
SAFE	programme destiné à promouvoir une prise de conscience de la sécurité parmi le personnel (développé en collaboration par KKB et KKL)
SAMG	directives concernant la gestion des accidents graves (de l'anglais «Severe Accident Management Guidance»)
SAPHIR	installation nucléaire du PSI (ancien réacteur piscine pour la recherche; à l'arrêt définitif)
SCDAP	acronyme d'un logiciel de modélisation et simulation du processus de fusion du cœur (développé par l'USNRC)
SCK/CEN	Centre belge de recherche nucléaire à Mol (B)
SEMINAT	projet de l'Union Européenne («dynamique à long terme des radionucléides dans des environnements semi-naturels»)
SEV	Syndicat du personnel des transports publics (Schweizerischer Eisenbahn- und Verkehrspersonal-Verband)
SIN	anciennement: Institut suisse de recherches nucléaires, Villigen (depuis 1988 intégré au PSI)
SINQ	installations d'accélération de particules, avec en particulier la source de neutrons par spallation (sur le site «Ouest» du PSI, Villigen)
SKI (SKi)	autorité suédoise de sécurité nucléaire
SLS	Source de lumière synchrotron - Suisse, projet majeur de l'Institut Paul-Scherrer à Villigen
SNA (NGA)	Société nationale pour l'encouragement de la technique atomique industrielle (Centrale nucléaire expérimentale de Lucens, CNL)
Sr	strontium
Sr-90	strontium-90, isotope radioactif du strontium
SSE	séisme de référence pour la sécurité, ou modèle de séisme utilisé comme base pour la conception et le dimensionnement des structures et composants importants pour la sécurité, c'est-à-dire nécessaires à l'arrêt sûr du réacteur et à l'évacuation de la chaleur résiduelle en cas de séisme (Safe Shutdown Earthquake)

## Abréviations et leurs significations (suite)

<b>...S</b>	
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
STUK	autorité finlandaise de sécurité
SUeR (SUER)	Section de la surveillance de la radioactivité de l'Office fédéral de la santé publique (OFSP), Fribourg
Sv	Sievert: unité de l'équivalent de dose d'exposition; dose effective
SVEA96	désignation d'un type d'assemblages combustibles utilisés à KKL
SWISRUS	projet bilatéral helvético-russe au profit du GOSATOMNADZOR (GAN) russe ayant pour objet une étude probabiliste de sécurité relative à un REP russe de 1000 MW (préparation concrète d'une EPS spécifique de la tranche 5 de la centrale nucléaire russe de Novovoronezh; 1 <sup>ère</sup> phase: novembre 1994–avril 1997; 2 <sup>ème</sup> phase: juillet 1997–milieu de l'an 2000. Financement: DFAE et DDC; direction: DSN)
SWISSLOVAK	projet bilatéral de coopération helvético-slovaque au profit de l'autorité slovaque de sécurité nucléaire dans le domaine des analyses de sécurité, établi dans le cadre de la coopération avec les pays de l'Est européen; financement DFAE et DDC; direction DSN; conclusion prévue dans le courant de l'an 2000
<b>T</b>	
TE	conteneurs (ou hottes ou châteaux) de transport et d'entreposage d'assemblages combustibles irradiés et de déchets hautement radioactifs
TRAC-M	acronyme d'un logiciel qui détermine les conditions thermohydrauliques régnant dans la cuve d'un réacteur
TÜV	Technischer überwachungsverein (Association allemande pour la surveillance technique)
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)
<b>U</b>	
UCS	Union des centrales suisses d'électricité
UE	Union Européenne
UJD	Urad Jadroveho Dozoru (autorité slovaque de sécurité nucléaire)
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission (autorité de surveillance de l'énergie nucléaire aux États-Unis)
<b>V</b>	
VEGF	Vascular Endothelial Growth Factor (facteur de croissance endothéliale vasculaire)
VTT-Finland	Institut technique Valtion de Finlande (Valtion Teknillinen Tutkimuskeskus)
<b>W</b>	
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Association des autorités de sécurité nucléaire des pays occidentaux)
Wh	wattheure, unité d'énergie (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 <sup>ère</sup> partie: KKB, KKL et PSI dans la Vallée inférieure de l'Aar; 2 <sup>ème</sup> partie: KKM dans la Vallée supérieure de l'Aar; 3 <sup>ème</sup> partie: KKG dans la partie médiane de la Vallée de l'Aar)
www.hsk.psi.ch	adresse de la DSN sur Internet ( <a href="http://www.hsk.psi.ch">http://www.hsk.psi.ch</a> )

## Abréviations et leurs significations (suite)

### **x**

Xe-133, Xe-135 isotopes radioactifs du xénon

### **y**

Y2K sigle anglais désignant la problématique du changement de date de l'an 2000

### **z**

Zn zinc

ZWIBEZ entrepôt des résidus d'exploitation commun aux deux tranches de KKB (inclut la halle dite SAA réservée aux déchets faiblement radioactifs)

ZWILAG Société pour l'entreposage de déchets radioactifs à Würenlingen (Zwischenlager Würenlingen AG – ZWILAG)

ZZL Entrepôt central pour déchets radioactifs, installation de la ZWILAG, actuellement en construction à Würenlingen