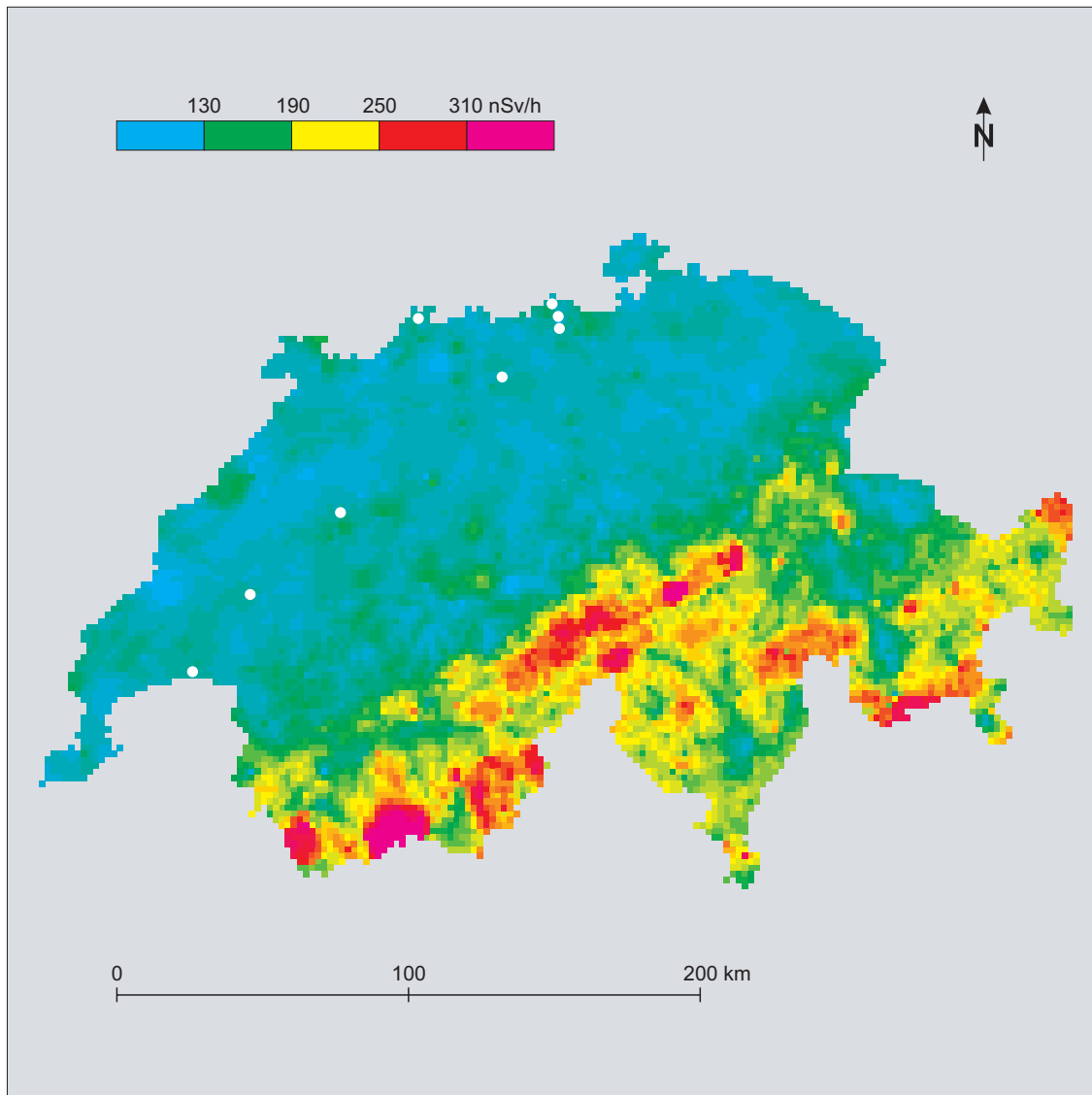


Jahresbericht 1996

über die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz in den schweizerischen Kernanlagen



Mai 1997

Legende zum Bild

Die abgebildete **Ortsdosisleistungskarte** wurde durch Kombination der bestehenden radiometrischen Datensätze (Aerogammaspektrometrie, in situ-Gammaspektrometrie, Labormessungen an Gesteins- und Bodenproben sowie Ortsdosisleistungsmessungen) erstellt. Eine Beschreibung des für die Kartenerstellung verwendeten Verfahrens findet sich in «L. Rybach, G. Schwarz, 1995: Ground gamma radiation maps: processing of airborne, laboratory and in situ spectrometry data, First Break, Vol. 13, March 95».

Die Ortsdosisleistungswerte bewegen sich im Bereich zwischen 50 und 450 nSv/h, wobei Werte zwischen 70 nSv/h und 110 nSv/h dominieren. Die höchsten Werte wurden in den Alpen gemessen. Die Gründe hierfür sind der Radioaktivitätsgehalt der Gesteine und die Höhenstrahlung.

Die weissen Punkte kennzeichnen die Standorte der Schweizer Kernanlagen.

Inhalt

Inhalt	2
Vorwort	4
Leitbild der HSK	5
1. Kernkraftwerk Beznau	7
1.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse	7
1.2 Anlagensicherheit	7
1.3 Strahlenschutz	10
1.4 Personal und Organisation	11
1.5 Notfallbereitschaft	12
1.6 Radioaktive Abfälle	12
1.7 Erfüllung von Auflagen für KKB II	12
1.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK	14
2. Kernkraftwerk Mühleberg	15
2.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse	15
2.2 Anlagensicherheit	15
2.3 Strahlenschutz	17
2.4 Personal und Organisation	18
2.5 Notfallbereitschaft	19
2.6 Radioaktive Abfälle	19
2.7 Erfüllung von Auflagen	19
2.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK	19
3. Kernkraftwerk Gösgen	21
3.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse	21
3.2 Anlagensicherheit	21
3.3 Strahlenschutz	23
3.4 Personal und Organisation	24
3.5 Notfallbereitschaft	24
3.6 Radioaktive Abfälle	25
3.7 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK	25
4. Kernkraftwerk Leibstadt	26
4.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse	26
4.2 Anlagensicherheit	26
4.3 Strahlenschutz	28
4.4 Personal und Organisation	29
4.5 Notfallbereitschaft	29
4.6 Radioaktive Abfälle	30
4.7 HSK-Gutachten zur Leistungserhöhung	30
4.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK	31
5. Zentrales Zwischenlager Würenlingen	32
5.1 Begutachtung	32
5.2 Bewilligung und Auflagen	32
5.3 Aufsicht über die Erstellung	32
5.4 Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	32

6. Paul Scherrer Institut (PSI)	34
6.1 Das PSI in Villigen und Würenlingen	34
6.2 Forschungsreaktoren	34
6.3 Beschleuniger, Protonenstrahlführung und Experimentierareale ..	35
6.4 Hotlabor	35
6.5 Behandlung radioaktiver Abfälle	36
6.6 Lagerung radioaktiver Abfälle	37
6.7 Besondere Vorkommnisse	37
6.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK	38
7. Weitere Kernanlagen	40
7.1 Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL)	40
7.2 Universität Basel	40
7.3 Versuchsatomkraftwerk Lucens (VAKL)	40
8. Endlagerung radioaktiver Abfälle	41
8.1 SMA-Endlager Wellenberg	41
8.2 Endlager für hochaktive Abfälle: Vorbereitende Handlungen ..	41
9. Transport von radioaktiven Stoffen	42
9.1 Genehmigungen nach Transportgesetzgebung	42
9.2 Bewilligungen nach Strahlenschutzgesetzgebung	42
9.3 Audits und Inspektionen	42
9.4 Ausbildung und Information	42
10. Notfallbereitschaft	43
10.1 ... HSK-Notfallorganisation	43
10.2 ... Ausbildungstätigkeit im Bereich Notfallschutz	43
10.3 ... WINDBANK, ADPIC	43
10.4 ... MADUK, ANPA	44
11. Ausgewählte Aspekte der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes	45
11.1 ... Richtlinien	45
11.2 ... Lehrreiche Ereignisse in ausländischen Kernanlagen	45
11.3 ... Alterungsüberwachung	46
11.4 ... Periodische Sicherheitsüberprüfung	47
11.5 ... Probabilistische Sicherheitsanalysen	48
11.6 ... Der Menschliche Faktor und Sicherheitskultur	49
11.7 ... Bewertung von Vorkommnissen in Kernanlagen	49
12. Forschung, Schulung und internationale Zusammenarbeit	52
12.1 ... Sicherheitsforschung	52
12.2 ... PSI-Schulen	56
12.3 ... «Nuclear Safety Convention» der IAEA	57
12.4 ... Zusammenarbeit mit anderen Staaten	58
Anhang A	59
Anhang B	86
Verzeichnis der Abkürzungen	94

Vorwort

Die Schweizer Kernanlagen stehen in Bezug auf nukleare Sicherheit und Strahlenschutz unter der behördlichen Aufsicht der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK). Diese Aufsicht besteht aus Überwachung, Inspektionen, eigenen Berechnungen und diversen Untersuchungen, die in ihrer Gesamtheit zu unabhängigen Beurteilungen der Sicherheit führen. Aus allen Beurteilungen der HSK, die im Jahr 1996 erarbeitet wurden, entsteht ein Gesamtbild über den Zustand der Schweizer Kernanlagen in Bezug auf nukleare Sicherheit und Strahlenschutz. Weitere wissenschaftliche Tätigkeiten der HSK sind als erforderliche Vorbereitungen zu später notwendigen Beurteilungen zu verstehen.

Das Jahr 1996 wurde durch folgende Highlights gekennzeichnet:

März

Das [HSK-Gutachten zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung wurde fertig gestellt](#). Dieser umfangreiche Bericht kann auch im Internet konsultiert werden.

April

Die Katastrophe von Tschernobyl jährte sich zum zehnten Mal. Dies gab Anlass, eine Bilanz über Folgen und Lehren zu ziehen.

Mai

Das [HSK-Gutachten zum Gesuch um die Rahmenbewilligung für ein Endlager für schwach- und mittelaktive Abfälle am Wellenberg](#) wurde fertig gestellt.

September

Gestützt auf die bundesrätliche Bewilligung vom 21. August 1996 an die [Zwischenlager Würenlingen AG \(ZWILAG\)](#) erteilte die HSK die ersten Baufreigaben für das Zentrale Zwischen-

lager (ZZL) und begann mit der Aufsicht über dessen Bau.

Am **12. September 1996** ratifizierte die Schweiz die «International Convention on Nuclear Safety». Für uns trat diese Vereinbarung somit am **11. Dezember 1996** in Kraft. Mit dieser «Convention» verpflichten sich die Länder mit einem Kernenergieprogramm, der nuklearen Sicherheit einen hohen Stellenwert einzuräumen. Die Schweiz erfüllt bereits die meisten Forderungen dieses Abkommens. Eine Verbesserung, die noch erzielt werden soll, betrifft die Unabhängigkeit der nuklearen Sicherheitsbehörde – das heisst der HSK – von den Kreisen, die Nutzungsaspekte vertreten. Erste Schritte wurden im Rahmen der Regierungsreform unternommen, um für die HSK einen Status zu finden, der mehr Autonomie und eine glaubwürdige Unabhängigkeit sichert.

Im Jahr 1996 wurde auch die 1995 beschlossene Reorganisation der HSK realisiert. Im Bereich der Information sei zudem erwähnt, dass die HSK seit April 1996 einen grossen Teil ihrer Dokumente im Internet anbietet, welche unter <http://www.hsk.psi.ch> abgerufen werden können.

Zusammenfassend darf gesagt werden, dass das Jahr 1996 ein sehr dynamisches Jahr war.



Dr. Serge Prêtre, Direktor der HSK

Leitbild der HSK

Auftrag

Wir beaufsichtigen und beurteilen die schweizerischen Kernanlagen in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von der Projektierung über den Betrieb bis zur Stilllegung und Entsorgung. Wir kontrollieren die Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften und der Auflagen der Bewilligungsbehörde. Darüber hinaus berücksichtigen wir die Erfahrung und den weltweiten aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

Ziel

Von den schweizerischen Kernanlagen darf zu keiner Zeit eine Gefährdung durch radioaktive Strahlung für Mensch und Umwelt ausgehen. Eine Kernanlage darf nur dann betrieben werden, wenn dieses Ziel nach menschlichem Ermessen erfüllt ist.

Mittel und Kompetenzen

Wir verfügen über die notwendigen finanziellen und personellen Mittel, unseren Auftrag zu erfüllen, und über die Kompetenzen, unsere Forderungen durchzusetzen.

Organisation

Wir sind zur Erfüllung unserer Aufgaben in Fachbereiche gegliedert. Der fachübergreifenden internen Kommunikation kommt grosse Bedeutung zu.

Als Teil einer landesweiten Notfallorganisation sind wir rund um die Uhr bereit, innerhalb kurzer Zeit zum Einsatz zu gelangen.

Verhalten und Stil

Gegenüber den Betreibern von Kernanlagen und ihren Auftragnehmern sind wir wachsam, kritisch und konsequent. Unser Verhalten ist geprägt von Offenheit und Sachlichkeit.

Verhältnis zu Wissenschaft und Technik

Wir kennen und fördern den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik in allen Bereichen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes und berücksichtigen ihn bei der Erfüllung unseres Auftrags.

Verhältnis zu Politik und Wirtschaft

Wir erledigen unsere Aufgaben unabhängig von politischen und wirtschaftlichen Interessen. Unsere Entscheide dienen dem Schutz der Bevölkerung, des Personals der Kernanlagen und der Umwelt.

Verhältnis zur Öffentlichkeit

Wir achten den Anspruch der Öffentlichkeit auf rasche, korrekte und verständliche Information.

**Hauptabteilung für die
Sicherheit der Kernanlagen (HSK)**

Direktor: S. Prêtre, Dr.
1. Stv.: W. Jeschki
2. Stv.: U. Schmocker, Dr.

Sektion Stab

Sektionschef: G. Schwarz, Dr.
Direktionssekretariat: Fr. A.R. Schneider
Administration: Chef: A. Kramer
Informatik: Chef: P. Schmid
Information & Bibliothek: Chef: A. Treier

Wiss. Berater
R. Gilli

**Dienst für Sicherheits-
forschung und
Internationales (SFI)**
Chef: S. Chakraborty

Sekretariat KSA
Chef: B. Hollenstein

**Abteilung mechanische und
elektrische Ausrüstungen (MELA)**

Abteilungschef: J. Nöggerath, Dr.
Stv.: A. Voumard

**Abteilung Reaktorauslegung
und Sicherheitsanalysen (RASA)**

Abteilungschef: U. Schmocker, Dr.
Stv.: W. van Doesburg, Dr.

**Abteilung Strahlenschutz
und Notfallplanung (SANO)**

Abteilungschef: W. Jeschki
Stv.: J. Hammer, Dr.

Sekretariat

Aufsicht PSI
J. Hammer, Dr.

Sekretariat

Sektion Koordination der Aufsicht der KKW (KOA)	Sektion Elektro- und Leittechnik (ELT)	Sektion Maschinen- und Bautechnik (MBT)	Sektion Reaktor- und Sicherheits- technik (RST)	Sektion probab. Sicher- heitsanalysen & Accid.-Managem. (PSA)	Sektion Mensch, Organisation & Sicherheitskultur (MOS)	Sektion Störfallaus- wirkungen & Notfallschutz (SUN)	Sektion Strahlen- Messtechnik & Radioökologie (MER)	Sektion Radiologischer Arbeitsschutz (RAS)	Sektion Entsorgung radioaktiver Abfälle (ERA)
Sektionschef: H. G. Lang	Sektionschef: A. Voumard	Sektionschef: G. Prantl, Dr.	Sektionschef: W. van Doesburg, Dr.	Sektionschef: U. Schmocker, Dr.	Sektionschef: A. Frischknecht, Dr.	Sektionschef: M. Baggenstos	Sektionschef: F. Cartier, Dr.	Sektionschef: M. Furrer, Dr.	Sektionschef: A. Zurkinder, Dr.

1. Kernkraftwerk Beznau

1.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Beznau (KKB) der Nordostschweizerischen Kraftwerke (NOK) umfasst zwei weitgehend identische Zwei-Loop-Druckwasserreaktor-Blöcke (KKB I und KKB II), die mit einer elektrischen Nettoleistung von je 350MW im Jahre 1969 bzw. 1971 den Betrieb aufnahmen. Im Verlaufe der letzten Jahre wurde durch verschiedene Umrüstungsmassnahmen der Anlagewirkungsgrad der beiden Blöcke verbessert, sodass eine Neufestlegung der elektrischen Nennleistung notwendig wurde. Bei gleichbleibender thermischer Reaktorleistung werden heute folgende elektrische Nettoleistungen erzielt: Block I 365MW und Block II 357MW. Diese neu definierten Nettoleistungen dienen mit Wirkung ab 1. Oktober 1996 als Grundlage für alle energiestatistischen Angaben und insbesondere der Ermittlung der Arbeitsausnutzung.

Weitere Daten sind in den [Tabellen A1](#) und [B3](#) im Anhang zusammengestellt; [Figur B1](#) zeigt das Funktionsschema einer Druckwasser-Reaktoranlage.

Die Blöcke KKB I und KKB II erreichten 1996 eine Arbeitsausnutzung¹ von 88,9% bzw. 89,4% und eine Zeitverfügbarkeit² von 88,2% bzw. 90,1%, wobei jeweils der Anteil der nicht produzierten Arbeit im wesentlichen auf den Brennelementwechsel und die Jahresrevision zurückzuführen ist.

Der Stillstand zur Durchführung des Brennelementwechsels und der Instandhaltungsarbeiten dauerte 43 Tage im Block I und 36 Tage im Block II.

Die Wärmeauskopplung für das regionale Fernwärmenetz (REFUNA) belief sich 1996 auf insgesamt 141,1GWh für beide Anlagen.

Der Block I verzeichnete im Berichtsjahr eine ungeplante Reaktorschnellabschaltung aus Vollast, eine aus Teillast und eine beim Wieder-

anfahren nach dem Revisionsstillstand. Letzterer ereignete sich während eines Tests bei niedriger Leistung. Solche Scrams stellen für die Primärkreisstrukturen und Kerneinbauten kaum eine Belastung dar. Während des Leistungsbetriebs erfolgten zwei geplante Lastreduktionen zur Behebung einer Störung im Turbinenbereich bzw. zur Behebung einer Leckage im Vorwärmerbereich sowie eine ungeplante Lastreduktion, hervorgerufen durch eine Netzstörung im 220kV-Verbundnetz.

Der Block II verzeichnete im Berichtsjahr zwei ungeplante Reaktorschnellabschaltungen aus Vollast und eine aus Teillast. Zur Behebung von Leckagen im Bereich der Vorwärmer und eines Turbinenreglers sowie für eine Fehlersuche im Bereich eines Generators erfolgten während des Leistungsbetriebs vier geplante Lastreduktionen. Ein ungeplanter Lastabwurf wurde wie im Block I durch die Störung im 220kV-Verbundnetz hervorgerufen.

1.2 Anlagensicherheit

1.2.1 Besondere Vorkommnisse

Entsprechend der [Richtlinie R-15](#) über die Berichterstattung wurde vom Betreiber über die meldepflichtigen Vorkommnisse berichtet.

Im Block I handelte es sich um folgende vier Vorkommnisse:

- Zwei Vorkommnisse, welche jeweils zu einer Reaktorschnellabschaltung, einmal bei einem Test aus 100%, einmal aus 90% Leistung, führten, wurden durch Störungen im Bereich der Reaktor-Tripschalter³ verursacht. Als Störungsursache wurden in beiden Fällen die ungenügende Verklüftung der Auslösemechanik der Unterspannungsspule eruiert. Als Massnahme wird zukünftig bei Revisionsarbeiten an den Reaktor-Tripschaltern der Verklüftungsmechanismus speziell überprüft.
- Eine Störung im Bereich der Temperaturregelung des Kühlwassers einer Notstromdieselanlage führte bei einem monatlichen Funktionstest zur Abschaltung des Dieselmotors. Die Ursache lag in einem zu späten Öffnen des Zusatzkühlwasserventils, welches bei hohen Aussentemperaturen die Dieselmotorkühlung unterstützt. Der Öff-

¹ Arbeitsausnutzung (in %): Produzierte Energie, bezogen auf die Nennleistung und eine hundertprozentige Zeitverfügbarkeit.

² Zeitverfügbarkeit (in %): Zeit, in der das Werk in Betrieb bzw. in betriebsbereitem Zustand ist.

³ Reaktor-Tripschalter: Schalter für die Schnellabschaltung des Reaktors

nungspunkt des Ventils wurde tiefer gestellt, sodass die Zusatzkühlung des Dieselmotors früher wirksam wird.

- Das vierte Vorkommnis ereignete sich, als nach dem Revisionsstillstand bei 1 bis 2% Reaktorleistung der neue Block- und Eigenbedarfsschutz mit einem Versuchsprogramm in Betrieb genommen werden sollte. Bei der Synchronisierung mit der neuen Schutzausrüstung wurde eine der beiden Turbogruppen unbeabsichtigt belastet, was zu einem Anstieg der Reaktorleistung auf 12,6% führte. Da im Schwachlastbereich nur die Hilfsspeisewasserpumpen in Betrieb sind, reichte bei der erhöhten Leistung die gelieferte Wassermenge zur Bespeisung der Dampferzeuger nicht mehr aus, sodass über «Dampferzeugerniveau tief» eine automatische Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wurde. Die Ursache der unbeabsichtigten Belastung der Turbogruppe lag an einer unvorhergesehenen Reaktion der Turbinen-anfahrautomatik. In der Folge wurde der Reaktor bereits bei 251°C statt der vorgeschriebenen Mindesttemperatur von 276°C wieder kritisch gefahren. Obwohl dadurch keine Gefährdung vorlag – es wurde kein Sicherheitskriterium verletzt – wird dieser Vorgang gemäss der internationalen Bewertungsskala INES mit der Stufe 1 bewertet, weil ein Betriebsgrenzwert verletzt und eine Vorschrift nicht korrekt eingehalten wurde.

Im Block II handelt es sich um folgende fünf Vorkommnisse:

Zwei Vorkommnisse, die zu keiner Reaktorabschaltung führten, wurden hervorgerufen durch Störungen während der monatlichen Funktionstests.

- Während der Überprüfung der Betriebsbereitschaft der Sicherheitseinspeisesysteme konnte der 6kV-Schalter der Notstand-Rezirkulationspumpe in der Prüfstellung nicht betätigt werden. Die Ursache wurde in einem Fehler im Magnetanker der Ein-Spule des Schalters gefunden. Zur Abhilfe wurde ein Nachrüstprogramm solcher Schalter eingeleitet und noch im Jahre 1996 abgeschlossen. Die Verfügbarkeit des Notstand-Rezirkulationssystems war durch dieses Vorkommnis nur geringfügig beeinträchtigt, da die Pumpe auch vorort von der Schaltanlage aus einschaltbar ist.
- Das zweite Vorkommnis betraf den Ausfall der Notstand-Brunnenwasserpumpe bei der Vorbereitung des Funktionstests am Notstandssystem. Nach ca. 6 Sekunden Betriebszeit mit normalen Betriebswerten wurde die Pumpe durch das Schutzsignal «Überstrom» abgeschaltet. Ein erneuter An-

laufversuch löste sofort die gleiche Signalisation aus, wobei die Pumpe nicht mehr anlief. Durch eine Querverbindung zum Brunnen des Blocks I wurde das Brunnenwasser während der Fehlersuche in Bereitschaft gehalten. Die Untersuchung ergab einen Kontaktfehler der Steckverbindung im Steuerkreis des 0,4kV-Schalters der Notstand-Brunnenwasserpumpe, welcher durch entsprechende Korrekturmassnahmen behoben wurde.

Drei Vorkommnisse führten jeweils zu einer Reaktorschnellabschaltung.

- Ein Windungsschluss in der Induktivspule der Borsäuredurchflussmessung zum Borsäuremischer verursachte an der entsprechenden Instrumentierungsschiene eine Spannungsabsenkung. Vorschriftsmässig wurden die von dieser Schiene versorgten Regeleinrichtungen auf Hand geschaltet und die Reserveanspeisung der betroffenen Schiene in Betrieb genommen, welche jedoch nach kurzer Zeit durch den Überlastschutz ebenfalls abgeschaltet wurde. Damit wurde der Dampferzeuger-Niveauregler spannungslos, was schlussendlich zum Ansprechen der Kriterien «Dampferzeuger-Niveau tief» und «Speisewasser-Dampfdurchfluss-Mismatch» führte, welche die Reaktorschnellabschaltung auslösten.
- Während des monatlichen Funktionstests der Anregekanäle des Reaktorschutzsystems wurde eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Bei der Prüfung eines Kanals wird dieser in die ausgelöste Stellung gebracht. Gleichzeitig entstand eine Signalunregelmässigkeit in einem anderen Kanal. Damit waren kurzzeitig zwei Kanäle ausgelöst, was die Reaktorschnellabschaltung einleitete. Der Grund für die Signalunregelmässigkeit konnte nicht gefunden werden. Als Massnahme wurde ein Schreiber permanent aufgeschaltet, um bei einer eventuellen Wiederholung genauere Erkenntnisse zu gewinnen.
- Beim Abfahren der Anlage zum Brennelementwechsel wurde aus 35% Leistung durch «Dampferzeuger-Niveau hoch» eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Die Ursache lag an einem Speisewasserregelventil, welches beim Entlasten der Turbogruppen die Speisewasserzufuhr zu einem Dampferzeuger nicht mehr ordnungsgemäss drosselte, sodass es zur Überspeisung des Dampferzeugers A kam, was schlussendlich zur Reaktorschnellabschaltung führte. Die Fehlfunktion des Regelventils wurde durch starke Magnetitablagerungen im Ventilsitz verursacht, welche ein vollständiges Schliessen des Ventils verhinderten. Das

Ventil wurde während dem Stillstand zum Brennelementwechsel revidiert.

Aus den neun Vorkommismeldungen ist ersichtlich, dass sechs Vorkommnisse in Zusammenhang mit Prüfungen gemeldet wurden, davon entfallen drei Vorkommnisse auf Fehler an Komponenten, eines auf eine zu knappe Einstellung eines Sollwertes an einer Regelarmatur, eines auf menschliche Fehler und ein Vorkommnis, dessen Fehlerursache nicht ermittelt werden konnte. Die drei übrigen Vorkommnisse waren Reaktorschnellabschaltungen, die durch das Versagen technischer Komponenten verursacht wurden.

Die erwähnten meldepflichtigen Vorkommnisse in beiden Blöcken wurden alle der Klasse B zugeordnet. Eines ist auf Stufe 1 der internationalen Bewertungsskala INES (siehe [Kapitel 11.7](#) und im Anhang die [Tabelle B2](#)) gesetzt worden.

1.2.2 Arbeiten während der Stillstände zum Brennelementwechsel

In beiden Blöcken wurden die geplanten Tätigkeiten wie Brennelementwechsel, elektrische und mechanische Inspektionen an Komponenten und Systemen, Wiederholungsprüfungen und Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen sowie Instandhaltungsarbeiten durchgeführt.

Aus Anlass von Rissbefunden an austenitischen Rohrleitungsschweißnähten in deutschen Kernkraftwerken hat die HSK in den Schweizer Anlagen die Durchführung von Stichproben-Prüfprogrammen verlangt. Im KKB I und II wurden aus diesem Anlass während des Stillstandes an Schweißnähten der Druckhalterprühleitungen sowie an Nähten der Sicherheitseinspeiseleitung Durchstrahlungsprüfungen durchgeführt. Die gefundenen Anzeigen wurden eingehend, teilweise zerstörend, untersucht. Die Auswertung ergab, dass es sich dabei nicht um Risse handelte, sondern um montagebedingte Spalte von weniger als 0,5mm Tiefe, die den sicheren Betrieb nicht in Frage stellen. Die für die zerstörende Prüfung herausgetrennten Abschnitte wurden ersetzt.

Als hervorzuhebende Arbeiten im Block I sind im Zusammenhang mit dem Problemkreis «Schutz des Containments vor Versagen infolge Überdruck im Ringraum» die Ultraschallprüfungen auf Unternahtrisse sämtlicher Kehlnähte an den Durchführungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen zu nennen. Es zeigten sich keine Hinweise auf das Vorhandensein solcher Unternahtrisse.

Da im Block II noch immer die ursprünglichen Dampferzeuger im Einsatz stehen, wurden neben der bisherigen Prüfung zwei zusätzliche Prüfungen mit speziellen Rotiersonden zur

Detektion von Rissen an den 5000 Dampferzeugerheizrohren durchgeführt. Aufgrund der Messergebnisse zeigte sich, dass 81 Rohre mittels Sprengfutterrohren («sleeves») und 69 mittels Futterrohr-Sprengstopfen repariert werden mussten. Die Zahl der Rohrschäden bewegt sich im Bereich des Vorjahres. Auch die neu entdeckten Schäden stellen eher ein betriebliches als ein sicherheitstechnisches Problem dar und unterstützen den Betreiber in seiner Entscheidung, die ursprünglichen Dampferzeuger im Jahr 1999 gegen neue zu ersetzen. Für diesen Austausch wurden bereits im Stillstand 1996 Vorarbeiten durchgeführt.

Bei den elektrischen Anlagen wurde ein besonderes Augenmerk der Revision der Reaktor-Tripschalter gewidmet, da das Fehlverhalten eines solchen Schalters zu zwei Reaktorschnellabschaltungen führte.

1.2.3 Anlagenänderungen

Die in diesem Jahr ausgeführten Änderungen sind vorwiegend aufgrund von Erkenntnissen aus neuesten Studien sowie aus Forderungen des HSK-Gutachtens zum Gesuch um die unbefristete Betriebsbewilligung des Blocks II entstanden. Erwähnenswerte Systemänderungen sowie Nachrüstungen, die in beiden Blöcken durchgeführt wurden, sind nachfolgend aufgelistet:

- Durch gezielte Verbesserungen konnten die Druckverluste im primären Nebenkühlwassersystem soweit reduziert werden, dass auf die Druckerhöhungspumpen verzichtet werden konnte. Aus diesem Grunde wurden die Pumpen demontiert.
- Infolge neuer Erkenntnisse kann auf die Ringraumkühlung und -heizung verzichtet werden, sodass auch hier die systemzugehörigen Komponenten ausgebaut werden konnten.
- Das Anlageinformationssystem ANIS löste vor einigen Jahren den ursprünglichen Prozessrechner ab. So erfolgen heute vor allem die Anzeige von Prozessparametern in verschiedenen Darstellungsarten mit hohem Visualisierungsgrad. ANIS wurde zusätzlich gegenüber dem alten System durch eine Reihe von Überwachungsprogrammen ergänzt. KKB hat in der Berichtsphase um die Konzeptfreigabe für eine weitere Software-Ausbauphase innerhalb des Systems ANIS ersucht. Es handelt sich dabei um die Installation des computergestützten Alarmsystems AWARE und der computerisierten Notfallvorschrift COMPRO. Beide Projekte sind sicherheitsbezogene Funktionen im Sinne der [R-35](#). Es handelt sich bei beiden Systemen um Computerprogramme, welche zur Unterstützung des Personals im Kommandoraum Prozessdaten auf-

bereiten und darstellen, jedoch keinen Eingriff in den Prozess selbst ausführen. Ihre besondere Bedeutung liegt darin, dass sich die Operateure wegen der verbesserten Informationsdarstellung bei der Erkennung und Beherrschung von Störungen vermehrt als bisher auf ANIS abstützen.

Im Block I ist das Projekt ESTER (Ersatz von Schutz, Trafos und Erregung) besonders hervorzuheben. Während des Stillstands wurden im Zuge dieses Projekts der elektrische Block- und Eigenbedarfsschutz sowie die Synchronisier- und Schnellumschalteneinrichtungen ersetzt. Mit der Realisierung dieses Projektschrittes konnte sowohl die Notstromversorgung als auch die Versorgung der Blockschienen verbessert werden.

1.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Die geringen Aktivitätskonzentrationen im Reaktorwasser und im Abgas von KKB II während des ganzen Jahres lassen den Schluss zu, dass in KKB II keine Brennstabdefekte aufgetreten sind.

Bei KKB I sind seit Beginn des neuen Zyklus die Aktivitätswerte von Edelgas- und Iodisotopen gegenüber dem vorherigen Zyklus erhöht. Aufgrund der Werte vom Dezember wurde auf das Vorhandensein eines einzelnen Brennstabdefekts geschlossen.

Im KKB I wurden für den 12 Monate-Zyklus 36 Brennelemente durch neue ersetzt, im KKB II für den 18 Monate-Betriebszyklus 48. Beim Brennelementwechsel wurde die Zahl der Uran/Plutonium-Mischoxidbrennelemente (MOX) im KKB I von 37 auf 32 verringert; im KKB II blieb der Reaktorkern MOX-frei. Von den jeweils 121 Brennelementen sind 104 bzw. 116 mit einem Fremdkörperfilter ausgerüstet.

Das Verhalten der Steuerstäbe liess auf keinerlei Schäden schliessen. Behinderungen in der Gängigkeit der Steuerstäbe, wie sie 1996 in einigen ausländischen Druckwasserreaktoren aufgetreten sind, wurden in keinem der beiden Blöcke festgestellt. Dies wurde durch zusätzliche Messungen der Steuerstabfallzeiten verifiziert.

Im Berichtsjahr erfolgten 3 Abtransporte mit je 12 abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung.

1.2.5 Alterungsüberwachungsprogramm

KKB hat gemäss der Auflage 3.8 der Betriebsbewilligung für das KKB II die wichtigsten von der HSK geforderten Komponenten innerhalb seines Alterungsüberwachungsprogramms untersucht und die entsprechende Dokumentation der HSK zur Beurteilung eingereicht (vergleiche [Abschnitt 1.7](#) und [Kapitel 11.3](#)).

1.3 Strahlenschutz

1.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1996 (Daten für 1995 in Klammern) wurden im KKB folgende Kollektivdosen ermittelt:

KKB I	
Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	0.40 (0.37)
Leistungsbetrieb	0.11 (0.14)
Jahreskollektivdosis	0.51 (0.51)

KKB II	
Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	0.58 (0.72)
Leistungsbetrieb	0.11 (0.14)
Jahreskollektivdosis	0.69 (0.86)

KKB I + II	
Aktionen	Personen-Sv Total
Geplante Stillstände	0.98 (1.09)
Leistungsbetrieb	0.22 (0.28)
Jahreskollektivdosen	1.20 (1.37)

In Block I sind die radiologischen Verhältnisse während des Stillstands zum Brennelementwechsel etwa gleich wie im Vorjahr geblieben, und in Block II hält die sinkende Tendenz der Primärkomponenten-Dosisleistung an. Der zweite 18-Monate Zyklus im Block II hat also nach wie vor keinen Einfluss auf die radiologischen Verhältnisse in der Anlage.

In beiden Blöcken wurden wiederum rund 70 Tonnen temporäre Bleiabschirmungen aufgebaut, die in jedem Werk bei den Stillstandsarbeiten eine Einsparung von rund 0,5 Personen-Sv ermöglichten. Im weiteren erfolgten eine detaillierte Arbeitsplanung mit Dosisoptimierung, ein Training an Modellen für die Dampferzeuger-Arbeiten in Block II und ein moderner Strahlenschutz mit täglich nachgeführtem, jobspezifischem Soll/Ist-Vergleich der Dosen. Dies führte zu dem in der Tabelle gezeigten Rekordtiefwert für ein Jahr mit je einer Revision pro Block, trotz einiger dosisrelevanter Arbeiten wie:

Block I

- Austausch der Verkabelung der Druckhalterheizung
- Abschluss der Kabeltrassen-Arbeiten
- Schleifen von Schweissnähten als Vorarbeit zur Wiederholungsprüfung der Druckhalter-Sprühleitung

Block II

- Schleifen von Schweißnähten als Vorarbeit zur Wiederholungsprüfung der Druckhalter-Sprühleitung analog zu Block I
- Reparaturarbeiten an den Dampferzeugern
- Vorbereitungen zum Dampferzeugeraustausch

Die höchste Personendosis durch externe Bestrahlung betrug 1996 13,6mSv (1995: 14,7mSv). Details sind aus den [Tabellen A5 bis A10](#) und aus den [Figuren A5 bis A10](#) ersichtlich. Kontaminationsverschleppungen oder Personenkontaminationen, die nicht umgehend mit normalen Mitteln wie z. B. Duschen entfernt werden konnten, traten keine auf. Mit Hilfe des neu eingesetzten «Quick Counters» wurden das Eigen- und Fremdpersonal arbeitsbezogen auf Inkorporationen überprüft. Es ergaben sich keine Befunde, die eine weitere Inkorporationsanalyse verlangt hätten.

Im Hinblick auf die im KKB II angewandte Fahrweise mit verlängertem Brennstoffzyklus (18 Monate statt 12 Monate) hat der Betreiber untersucht, ob nachteilige Effekte von langen Zyklen auf den Strahlenschutz (höhere Dosisleistungen an Komponenten, erhöhte radioaktive Abgaben an die Umwelt) international bekannt sind. Die durchgeführte Umfrage sowie die eigenen Erfahrungen ergaben diesbezüglich keinen negativen Einfluss.

Radiologische Vorkommnisse, die gemäss Richtlinie R-15 zu klassieren wären, traten 1996 in keinem der beiden Blöcke auf.

1.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und zum Teil auch der SUeR an Aerosol- und Jodfiltern sowie an Abwasserproben sind in diesem Jahr fortgesetzt worden. Die Ergebnisse aller beteiligten Labors stimmten gut überein.

Die jährlichen Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt sind in [Tabelle A4](#) aufgeführt. Sie lagen unterhalb der festgelegten Grenzwerte. Beim Abwasser zeigt der Vergleich der letzten fünf Jahre eine deutliche Abnahme der radioaktiven Abgaben mit Ausnahme von Tritium. Diese geringeren Abgaben sind vorwiegend den weniger umfangreichen Stillstandsarbeiten zuzuschreiben. Die für Druckwasserreaktoren typischen Tritiumabgaben betragen wie in den Vorjahren etwas weniger als 20% des Grenzwertes.

In [Tabelle A4](#) ist die rechnerisch unter ungünstigen Annahmen ermittelte Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung angegeben. Sie beträgt für die gesamten Abgaben des Berichtsjahres ca. 0,001mSv für Erwachsene

resp. 0,002mSv für Kleinkinder. Dies entspricht ca. 1% des Dosisrichtwertes von 0,2mSv pro Jahr für das KKB. Artikel 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung besagen, dass Tätigkeiten, die für die betroffenen Personen zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr führen, in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und damit der daraus resultierenden Dosis für die Bevölkerung notwendig sind.

Mit den Dosisleistungs-Messsonden (MADUK) in der Umgebung des KKB und bei den vierteljährlich durchgeführten Messungen am Zaun wurde keine signifikante Erhöhung der Ortsdosis über der Untergrundstrahlung festgestellt.

1.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

An den festinstallierten Strahlenmessgeräten hat das KKB im Rahmen der Instandhaltung die Aktualisierung der Monitorsoftware und die Arbeiten zur Verbesserung des Schutzes gegen elektromagnetische Störungen fortgesetzt. Abgeschlossen sind insbesondere die an die Stillstandszeiten gebundenen Arbeiten. Alle Monitore für die Personenüberwachung und die weiteren Strahlenschutzmessgeräte erfüllten ihre Aufgabe bestimmungsgemäss. An der von der EKS organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für Personendosimetriestellen hat KKB mit Erfolg teilgenommen und den Nachweis der geforderten Messgenauigkeit erbracht.

1.4 Personal und Organisation

1.4.1 Personal und Ausbildung

Im Berichtsjahr wurden zwei Reaktoroperateure, ein Schichtchef und ein Pikett-Ingenieur neu lizenziert. Der Totalbestand an lizenziertem Personal ist in [Tabelle A2](#) aufgeführt. Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende Berichtsjahr 460 Personen (1995: 453).

Zur Schulung des Schichtpersonals wurden mehrere Kurse am Kompaktsimulator in Beznau und am Fullscope-Simulator bei der Firma Westinghouse in Pittsburg, USA, durchgeführt. Die zusätzliche theoretische Weiterbildung des Schichtpersonals erfolgte an diversen internen und externen Kursen.

Auch im Berichtsjahr besuchten zahlreiche Mitarbeiter der Fachabteilungen verschiedene Weiterbildungskurse, um ihr Fachwissen auf dem aktuellen Stand der Technik zu halten.

1.4.2 Organisation und Betriebsführung

Die Organisation des KKB hat im Berichtsjahr keine Änderung erfahren.

Die OSART-Überprüfung des KKB im Jahre 1995 hat neben den positiven Merkmalen in der KKB-Organisation auch einige Anregungen und Empfehlungen ergeben. Das KKB hat eine interne Arbeitsgruppe gegründet, welche diese Anregungen und Empfehlungen bewerten und, wo sinnvoll, implementieren soll.

Für die Überprüfung und Bewertung der getroffenen Massnahmen hat KKB im Jahre 1998 eine Nachprüfung durch OSART vorgesehen.

1.5 Notfallbereitschaft

Im Berichtsjahr hat KKB unter dem Decknamen «JANUS» eine Stabsnotfallübung auf dem Gebiet der Sicherung durchgeführt. Dabei ging es vor allem darum, die diesjährige Schulung der Pickettingenieure als Notfalleiter zu überprüfen sowie den gesamten Notfallstab des KKB in Zusammenarbeit mit der Polizei zu beüben. Die Übungsziele wurden erreicht.

1.6 Radioaktive Abfälle

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vgl. [Tabelle A1](#)) lag im Berichtsjahr im Bereich der Erfahrungswerte vergangener Jahre. Schlamm aus der Abwasserreinigungsanlage (ARA) sowie Filterkerzen wurden routinemässig zementiert. Ausgediente Harze wurden als Vorbereitung für die 1997 vorgesehene Kampagne zur Verfestigung in Polystyrol in die dazu dienenden 100 Liter-Gebinde abgefüllt, die in einem geeigneten Raum aufbewahrt werden. Ferner wurden Mischabfälle zur Verarbeitung ins PSI gebracht; dort wurden die brennbaren Abfälle verascht und die Verbrennungsrückstände zementiert. Geringe Mengen von nicht brennbaren und nicht pressbaren Abfällen, wie z. B. Betonbruchstücke, wurden ebenfalls im PSI zementiert. Die dabei entstandenen Gebinde konditionierter Abfälle wurden zum KKB zurückgeführt.

Die für 1996 vorgesehene abschliessende Spezifikation des Abfallgebindetyps «Zementierte Verbrennungsrückstände» wurde auf 1997 verschoben.

Verschiedene Rohabfälle werden im Hinblick auf eine spätere Behandlung in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone unkonditioniert aufbewahrt. Dies betrifft insbesondere pressbare Abfälle, welche für die nächste Kampagne gesammelt werden, sowie Aluminium-, Korund- und Gasperlen-Abfälle, die später im Plasmaofen der ZWILAG behandelt werden sollen. Die konditionierten Abfallgebinde wurden routinemässig in das Rückstandslager und in die SAA-

Halle des ZWIBEZ eingelagert.

Aufgrund der eingereichten Dokumentation konnte die HSK am 7. August die Baufreigabe für die bereits im Mai 1991 vom Bundesrat bewilligte HAA/BE-Halle des ZWIBEZ erteilen. Die Errichtung des Lagergebäudes wurde dann gleich in Angriff genommen.

1.7 Erfüllung von Auflagen für KKB II

Von den Auflagen, die mit der Betriebsbewilligung vom 12. Dezember 1994 verknüpft sind, stellt sich der Erfüllungsstand wie folgt dar:

Auflage 3.3

Für die heute nicht prüfbaren Schweissnähte des Reaktorkühlkreislaufs sind Prüfmöglichkeiten zu untersuchen; bis 31. Dezember 1995 ist der HSK ein Vorschlag zur Ergänzung des Prüfungsumfanges vorzulegen.

Termingerecht ist ein Vorschlag eingereicht worden.

- Am Reaktordruckbehälter waren zwei Boden- und zwei Deckelrundnähte betroffen. Die Bodenrundnähte konnten schon im Stillstand zum Brennelementwechsel 1995 geprüft werden und sind danach in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen worden. Die Ende 1995 eingereichte Machbarkeitsstudie für die Prüfung der Deckelrundnähte ist soweit konkretisiert, dass während des nächsten Stillstands 1997 im Block I mit der Prüfung der erwähnten Nähte begonnen wird.
- Im Fall der Reaktorkühlmitteleitungen erfordern die Komplexität des Prüfproblems und der Stand der Technik eine längere Planungsphase. Deshalb hat die HSK diejenigen Abklärungs- und Planungsschritte klargestellt, die zur Erfüllung der Auflage durch die NOK bis Ende 1995 nachzuweisen waren. Aus der daraufhin eingereichten Studie geht hervor, dass Prüfmöglichkeiten nach dem Stand der Technik bestehen und dass geeignete Angebote von Prüffirmen eingeholt wurden. Weiter sind in der Studie die weiteren Schritte aufgeführt, welche die Machbarkeit der Prüfung darlegen.

Mit den oben aufgeführten Erkenntnissen und den vorhandenen Unterlagen ist diese Auflage formal abgeschlossen. Das weitere Vorgehen wird im Rahmen der Aufsicht durch die HSK verfolgt.

Auflage 3.4

Safeguardsystem

- Während eines Brennstoffzyklus sind in regelmäßigen Abständen erweiterte Prüfungen

gen des Safeguardsystems durchzuführen. Dazu ist bis zum Revisionsstillstand 1995 ein Konzept zur Prüfung während des Betriebs auszuarbeiten und der HSK vorzulegen.

- Beim Test des Safeguardsystems während des Revisionsstillstands ist ab 1995 eine vollständige Prüfung aller Anrege-Signalkombinationen durchzuführen.

Das Konzept wurde termingerecht vorgelegt. Die entsprechend vorgesehenen erweiterten Prüfungen während des Betriebs werden periodisch durchgeführt. Der zweite Teil dieser Auflage, welcher die vollständige Prüfung aller Anrege-Signalkombinationen während des Revisionsstillstands verlangt, wird seit 1995 erfolgreich praktiziert. Die Auflage 3.4 ist erfüllt, und die Prüfungen werden von der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgt.

Auflage 3.5

Das Hilfsspeisewassersystem ist im Hinblick auf Systemzuverlässigkeit und -kapazität so zu verbessern, dass ausser der Nachwärmeabfuhr auch gleichzeitig ein beschleunigtes Abfahren der Anlage unter Berücksichtigung des Einzelfehlerkriteriums möglich ist. Vorschläge für Systemverbesserungen sind der HSK bis 30. Juni 1995 einzureichen.

Der termingerecht eingereichte Konzeptvorschlag für eine Ertüchtigung des Hilfsspeisewassersystems wurde von der HSK kommentiert und daraufhin von der NOK überarbeitet. Der überarbeitete Technische Bericht für einen zusätzlichen Notspeisewasserstrang wurde der HSK vorgelegt und von ihr anfangs Dezember 1996 freigegeben. Damit ist die Realisierung, die 1999 abgeschlossen sein soll, eingeleitet worden.

Auflage 3.6

Eigenbedarfs- und Notstromversorgung
Folgende Verbesserungen der Eigenbedarfs- und Notstromversorgung sind bis 31. Dezember 1996 durchzuführen:

- Realisierung der automatischen Generatorschalterfunktion und Eliminierung der automatischen Rückspeisung von 1E- auf 0E-Schienen;
- Erstellen einer unabhängigen und zuverlässigen Notstromversorgung für den Strang 24;
- Ertüchtigung des Abwurfes der Hauptspeisewasserpumpe vom Strang 24 im Notstromfall;
- Abschluss der systematischen Strangzuordnung der 1E-Verbraucher.

Diese Forderungen sind bereits vollumfänglich während des Stillstands 1995 erfüllt worden. Die Auflage 3.6 fordert ausserdem, dass die Sicherheitsgewinne und Realisierungsmöglichkeiten einer weiteren Anspeisung der NANO-Systeme

bis zum 30. Juni 1995 zu untersuchen sind.

Auch diese Forderung wurde termingemäss erfüllt.

Die Untersuchung ergab, dass der durch eine weitere NANO-Anspeisung zu erwartende Sicherheitsgewinn sehr gering wäre. HSK und KSA konnten sich dieser Schlussfolgerung anschliessen. Damit ist die Auflage 3.6 abgeschlossen.

Auflage 3.7

Die Garderoben für die kontrollierten Zonen sind dem Konzept der [HSK-Richtlinie R-07](#) anzupassen. Insbesondere ist dabei auf eine konsequente Trennung zwischen «heissem» und «kaltem» Garderobeteil zu achten. Die neue Garderobe muss spätestens bis 31. Dezember 1997 realisiert sein.

Die Ausführung des Garderobeneubaus ist bereits soweit fortgeschritten, dass der Realisierungstermin Ende 1997 eingehalten werden kann.

Auflage 3.8

Es ist ein systematisches, KKB-spezifisches Alterungsüberwachungsprogramm auszuarbeiten und zu befolgen. Für die wichtigsten sicherheitsrelevanten Bauwerke sowie elektrischen und mechanischen Ausrüstungen ist ein solches Programm bis 31. Dezember 1995 vorzulegen.

Die wichtigsten von der HSK geforderten Teile des Alterungsüberwachungsprogramms wurden termingerecht eingereicht. Sie sind für beide Kraftwerksblöcke erarbeitet worden. Damit wird die Alterungsüberwachung für KKB zur Daueraufgabe, die von der HSK im weiteren Verlauf verfolgt wird. Die Auflage 3.8 ist damit erfüllt.

Auflage 3.12

Die Gesuchstellerin hat bis 31. Dezember 1997 eine systematische Überprüfung und Bewertung der Sicherheitskultur in ihrer Organisation vorzunehmen und den Sicherheitsbehörden einzureichen.

Diese Auflage wird derzeit von KKB bearbeitet.

Obwohl diese Auflagen rechtlich für KKB II gelten, werden sie sinngemäss auch auf KKB I angewandt.

1.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der beiden Blöcke in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung können als gut bezeichnet werden. Der Sicherheitsstand konnte insbesondere auf dem Gebiet der Notstromversorgung erhöht werden.

Durch umfangreiche radiologische Abschirmmassnahmen erreichte die gesamte Kollektivdosis sowohl für Eigen- als auch Fremdpersonal den tiefsten Wert seit der Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Beznau für Jahre, in denen beide Blöcke zur Revision abgestellt waren. Auch die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen weit unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte.

Die aufgetretenen Vorkommnisse, inklusive des in die INES-Stufe 1 eingeteilten, hatten geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit.

2. Kernkraftwerk Mühleberg

2.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) der BKW FMB Energie AG ist eine Siedewasserreaktoranlage mit 355MW elektrischer Nettoleistung. Diese Leistung gilt offiziell seit dem 1. Januar 1994, nachdem im Jahre 1993 eine Erhöhung der thermischen Leistung um insgesamt 10% vorgenommen worden war. Das KKM nahm im Jahre 1972 den kommerziellen Betrieb auf. Weitere Daten sind in den Tabellen A1 und B3 im Anhang zusammengestellt; Figur B2 zeigt das Funktionsschema einer Siedewasserreaktoranlage.

Das Kernkraftwerk Mühleberg erreichte 1996 eine Arbeitsausnutzung von 84,5% und eine Zeitverfügbarkeit von 89,3%. Die Jahresrevision mit dem Brennstoffwechsel dauerte 38 Tage.

Für die Heizung der Wohnsiedlung «Steinriesel» wurden 3,1GWh thermische Energie abgegeben.

Die Anlage verzeichnete im Berichtsjahr einen geplanten Stillstand und eine ungeplante Reaktorschnellabschaltung. Während des Leistungsbetriebs erfolgten drei geplante Lastreduktionen zur Durchführung von Wiederholungsprüfungen oder Funktionstests und vier durch Umwälzpumpenausfälle bedingte Lastabsenkungen, deren Ursachen behoben wurden.

2.2 Anlagensicherheit

2.2.1 Besondere Vorkommnisse

Gemäss der Richtlinie R-15 für die Berichterstattung hat der Betreiber über die zwei folgenden meldepflichtigen Vorkommnisse berichtet:

- Während einer periodischen Funktionsprüfung mit drei Einzelprüfungen bei abgesenkter Reaktorleistung führte eine Störung der Speiswasserregelung zu einem hohen Reaktorwasserfüllstand, worauf ein Turbinenschnellschluss und in der Folge eine Reaktorschnellabschaltung aufgrund des Neutronenflussanstiegs ausgelöst wurde. Ursache der Störung war der Ausfall eines Analogrechners für die Speisewasserdurchflussmessung. Der defekte Rechner wurde ausgetauscht und untersucht. Ausserdem

wird vom Betreiber angestrebt, durch Änderungen des Vorgehens bei diesen Funktionsprüfungen künftig solche Störungen zu vermeiden. Da das Anlageverhalten bei der Reaktorabschaltung normal war und keine Betriebsvorschriften verletzt wurden, ist die sicherheitstechnische Bedeutung gering. Das Vorkommnis wurde der Klasse B nach Richtlinie R-15 sowie der Stufe 0 der internationalen Bewertungsskala INES (siehe Kapitel 11.7 sowie Anhang Tabelle B2) zugeordnet.

- An einem Samstag lösten zwei elektronische Vergleicher der Massendurchflussüberwachung einer Frischdampfleitung von zwei Kanälen der Isolationsanregung der Frischdampfleitungen Alarme aus. Auf den Betrieb der Anlage hatten diese Alarme keinen Einfluss. Gemäss Prüfanweisung wurden die Analogwerte der Transmitter und die Referenzspannungswerte überprüft, wobei sich keine Abweichungen zeigten. Es wurde eine Störung im Signalvergleich vermutet und daher keine weitere Massnahme unmittelbar eingeleitet. Am Montag darauf wurde die Störung durch den Ersatz des Grenzsignalgebers behoben. Das defekte Gerät ging zur Untersuchung an den Lieferanten, die ergab, dass der Grenzsignalgeber im Anforderungsfall nicht funktionsfähig gewesen wäre.

Weitere Abklärungen haben ergeben, dass das Schutzsystem bei Anforderung auslegungsgemäss funktioniert hätte. Trotz der Störung war das Einzelfehlerkriterium stets erfüllt, da eine hydraulische Kopplung der paarweise zusammengeführten Frischdampfleitungen besteht. Die Methodik zur Fehlereingrenzung und zur Abklärung der Funktionstüchtigkeit der Schutzkanäle wurde vom Betreiber verbessert. Das Vorkommnis wurde der Klasse B und nach INES der Stufe 0 zugeordnet.

2.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel

Die bei der Revision üblichen Tätigkeiten wie Brennelementwechsel, Inspektionen, Wiederholungsprüfungen, Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen, Instandhaltungsarbeiten usw. wurden planmässig durchgeführt. Als wichtigste Tätigkeiten und Ergebnisse sind hervorzuheben:

- Prüfungen am Kernmantel
Am Kernmantel, einer nicht-druckführenden Komponente im Innern des Reaktordruckbehälters (RDB), waren 1990 erstmals Risse festgestellt worden. Der Kernmantel wurde im Stillstand 1996 vorsorglich mit Zugstangen fixiert (siehe auch Abschnitt 2.2.3 Anlageänderungen). Der Zustand der Schweißnähte wird im Rahmen eines Wiederholungsprüfprogramms weiterverfolgt. 1996 wurden die beiden am stärksten rissbehafteten Rundnähte im ganzen zugänglichen Bereich, das sind ca. 80% des Umfangs, einer Ultraschallwiederholungsprüfung unterzogen. Dabei zeigte sich, dass die Risse seit 1995 nur geringfügig, d. h. im Millimeterbereich, gewachsen sind. Die Risstiefen haben sich seit zwei Jahren kaum verändert und erreichen an wenigen Stellen etwa 60% der Wandstärke von 31mm. In einem bisher nicht geprüften, erst 1996 zugänglich gemachten Stück wurde ein kurzer Riss von geringer Tiefe festgestellt. An zwei Längsnähten im oberen Teil des Kernmantels und an zugänglichen Bereichen der Kernmantelabstützung wurden visuelle Prüfungen mittels TV-Kamera durchgeführt. Dabei wurden keine Risse gefunden.
- Visuelle Prüfungen im RDB
Im Reaktordruckbehälter wurden umfangreiche visuelle Prüfungen mit Hilfe von fernbedienten Unterwasser-Videokameras durchgeführt. Neben den schon oben erwähnten Kernmantelnähten wurden u. a. die Kernsprühleitungen und Verbindungsnahte der Jetpumpenhalterungen mit der RDB-Wand inspiziert. Bei allen diesen Prüfungen wurden keine Hinweise auf Risse gefunden.
- Prüfungen am RDB und an Umwälz-, Speisewasser- und Frischdampfleitungen
Am RDB wurden die vier Frischdampfstützen, ein Umwälzleitungsstützen, ein Kernsprühstützen, sechs Steuerabdurchführungen, die RDB-Deckelflanschnaht und die Hälfte der Rundnaht zwischen Deckelkalotte und -ring geprüft. An einer Umwälzleitung wurden vier Schweißnähte geprüft. An den Frischdampf- und Speisewasserleitungen wurden im Drywell¹ und Dampftunnel die Wanddicken gemessen. Die aufgezählten Prüfungen wurden mittels Ultraschall- und Wirbelstromverfahren durchgeführt. Alle erhaltenen Prüfergebnisse bestätigen die Eignung der geprüften Komponenten für den weiteren Betrieb.
- Bei den elektrischen Ausrüstungen wurden Wiederholungsprüfungen der Leittechnik

des Notstandssystems und des Reaktorschutzsystems durchgeführt. Weitere Prüfungen und Kontrollen betrafen u. a. das Notstrom- und die Notstanddieselaggregate und die Schaltanlagen. An den Sicherheitssystemen wurden zudem die notwendigen Kalibrierungsarbeiten durchgeführt. Bei den Prüfungen haben sich keine unzulässigen Abweichungen von den geforderten Zielwerten ergeben.

2.2.3 Anlagenänderungen

Als wichtigste Anlagenänderungen sind zu erwähnen:

- Modifikationen am Kernmantel
Der Kernmantel wurde vorsorglich durch den Einbau von vier Zugstangen und Abstandshaltern axial und radial im RDB fixiert. Die Zugstangen wurden an der Aussenseite des Kernmantels installiert. Sie wurden in den obersten Flansch des Kernmantels eingehängt und zur Kernmanteltragplatte nach unten hin verspannt. Damit könnte selbst ein vollständiger Durchriss über den Umfang des Kernmantels beherrscht werden.
- Neues Neutronenflussmesssystem für den Leistungsbetrieb
Während des Stillstands wurde das bestehende Neutronenfluss-Messsystem des Leistungsbereichs durch das moderne, programmierbare System PRNMS (Power Range Neutron Monitoring System) ersetzt, in welchem neu das TOPPS (Tracking Overpower Protection System) implementiert wurde. Mit dem TOPPS wurde die Reaktorüberwachung bezüglich langsamer Transienten verbessert.
- Änderungen an der RDB-Niveaumessung
Im Stillstand 1996 hat das KKM bei der RDB-Niveaumessung die Kondensatöpfe durch solche eines neuen Typs ersetzt. Ausserdem stehen für jede der beiden Messseiten neu zwei Referenzbeine mit eigenen Kondensatöpfen zur Verfügung. Die Verdoppelung der Referenzbeine hat es nun ermöglicht, jede der vier Redundanzen des Reaktorschutzsystems und der Leittechnik des Notstandssystems mit einem eigenen Referenzbein auszurüsten. Mit dieser Anordnung kann ein Ausdampfen oder Auslaufen eines Referenzbeines ohne negative Folgen beherrscht werden.
- Abschirmwand Dampftunnel
Nach der Montage einer Schiebetür aus Stahl am Eingang des Dampftunnels ist die Abschirmwand zum Reaktorgebäude vor Folgeschäden bei einem Speisewasser- oder Frischdampfleitungsbruch im Dampftunnel geschützt.

¹ Drywell: Druckkammer des Containments

2.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Die geringen Aktivitätskonzentrationen im Reaktorwasser und im Abgas während des ganzen Jahres lassen den Schluss zu, dass keine Brennstabdefekte aufgetreten sind.

Für den 24. Zyklus (1996/97) wurden von den 240 Brennelementen des Kerns 40 durch neue ersetzt. Alle nachgeladenen Brennelemente weisen eine 9x9-Brennstabanordnung auf.

Im Stillstand 1996 wurden keine abgebrannten Steuerelemente ersetzt.

Um das Betriebsverhalten der Brennelemente im Hinblick auf eine Erhöhung des Entladeabbrands zu prüfen, wurden fünf Brennelemente mit unterschiedlichen Einsatzzeiten während des Revisionsstillstands mittels einer Unterwasserkamera inspiziert. Alle inspizierten Brennelemente befinden sich in einem guten Zustand.

2.2.5 Alterungsüberwachungsprogramm

KKM hat das mit der Betriebsbewilligung geforderte Alterungsüberwachungsprogramm fortgesetzt. Die Dokumente über die wichtigsten Komponenten auf den Gebieten Maschinen-, Elektro- und Bautechnik wurden der HSK zur Beurteilung eingereicht. Die HSK wird die Durchführung der Alterungsüberwachung intensiver verfolgen (vergleiche [Abschnitt 2.7](#) und [Kapitel 11.3](#)).

2.3 Strahlenschutz

2.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1996 (Daten für 1995 in Klammern) wurden im KKM folgende Kollektivdosen ermittelt:

Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	0.89 (0.92)
Leistungsbetrieb	0.51 (0.56)
Jahreskollektivdosis	1.40 (1.48)

Mit der erzielten Kollektivdosis für den Stillstand konnte trotz der umfangreichen Arbeiten ein Rekord-Tiefwert erreicht werden. Dies war möglich dank eines effizienten Strahlenschutzes, dem Einsatz umfangreicher Abschirmungen und dem täglichen Vergleich zwischen Planungs- und Ist-Dosen bei allen Arbeiten. Die Dosisprognose für den Stillstand von 1,2 bis 1,5 Personen-Sv wurde klar unterschritten. Auch die totale Jahreskollektivdosis ist erfreulich tief und liegt weit unterhalb des HSK-Richtwertes von 4 Personen-Sv.

Für drei spezielle Arbeitsgebiete wurde eine Kollektivdosis von mehr als 0,05 Personen-Sv

prognostiziert und gemäss [HSK R-15](#) eine entsprechende Strahlenschutzplanung vorgenommen; die effektive Kollektivdosis lag bei allen Arbeiten deutlich unterhalb des Planungswertes. Die drei Arbeitsgebiete betreffen:

- Revision von Armaturen, Ventilen und Pumpen im Drywell inklusive der Steuerstabantriebe
- Austausch der Reaktor-Niveaumessvorrichtung
- Ertüchtigung der Stossbremsen der Frischdampfleitungen

Die Arbeiten am Kernmantel stellten hinsichtlich der Vermeidung von Kontaminationsverschleppungen erhöhte Anforderungen an das Personal. Sie ergaben jedoch keinen signifikanten Beitrag zur Kollektivdosis, da die Arbeiten ausschliesslich unter Wasser ausgeführt wurden.

Gegenüber dem Vorjahr sind die Ortsdosisleistungen an den Umwälzleitungen um rund 5% gesunken. Dies, nachdem schon 1995 die mittlere Dosisleistung an den Umwälzleitungen gegenüber dem Vorjahr um knapp 10% reduziert werden konnte. Die Massnahmen zur Reduktion des Kobalteintrags beginnen sich somit zwei Jahre nach Abschluss des Ersatzes der «pins und rollers» durch neuartige, kobaltarme Abstand-Gleitstücke bei allen Steuerstäben positiv auszuwirken.

Zur Reduktion der Dosisleistung an Arbeitsplätzen wurden während des Stillstands hauptsächlich im Drywell wiederum zahlreiche Strahlenquellen mit insgesamt 70 Tonnen Bleiblechen temporär abgeschirmt. Im Drywell verbleibende Aufhängungen für Bleibleche, welche eine dickere Abschirmung und eine schnellere Montage ermöglichen, sind nun voll einsatzbereit. Der Betreiber schätzt die durch temporäre Abschirmungen erzielten Dosisersparungen unter Berücksichtigung der bei den Abschirmarbeiten akkumulierten Dosis insgesamt auf mehr als 1,2 Personen-Sv.

Dank der niedrigen Aktivität im Primärkühlmittel waren die Kontaminationen im Maschinenhaus wie bereits in den letzten Jahren sehr gering, was die Arbeiten dort weitgehend erleichterte.

Bei den Individualdosen wurden keine Dosisüberschreitungen festgestellt. Radiologische Vorkommnisse, die gemäss Richtlinie R-15 zu klassieren wären, traten 1996 keine auf. Die Inkorporations-Triagemessungen des Eigen- und Fremdpersonals mittels «Quick Counter» vor und nach dem Aufenthalt im KKM ergaben keine Befunde. Es traten keine Kontaminationsverschleppungen und keine Personenkontaminationen auf, die nicht durch normales Waschen entfernt werden konnten.

Die höchste Personendosis durch äussere

Bestrahlung betrug 1996 11,8mSv. Der entsprechende Wert für 1995 war 13,5mSv. Nähere Angaben sind aus den [Tabellen A5 bis A10](#) und den [Figuren A5 bis A10](#) ersichtlich.

2.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

In der [Tabelle A4](#) sind die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe, die Jahresabgaben 1996 sowie die daraus unter ungünstigen Annahmen rechnerisch ermittelte Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung dargestellt. Alle Grenzwerte wurden eingehalten. Für Erwachsene ist die errechnete Jahresdosis unter Berücksichtigung der Ablagerungen aus den Vorjahren 0,01mSv und für Kleinkinder 0,008mSv. Die Dosen aufgrund der Abgaben im Jahre 1996 liegen deutlich tiefer. Artikel 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung besagen, dass Tätigkeiten, die für die betroffenen Personen zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr führen, in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und damit der daraus resultierenden Dosis für die Bevölkerung notwendig sind.

Auch im KKM zeigten die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und der SUeR an Aerosol- und Iodfiltern sowie an Abgas- und Abwasserproben eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse der drei beteiligten Labors. Mit den Dosisleistungs-Messsonden (MADUK) in der Umgebung des KKM wurde keine signifikante Erhöhung der Ortsdosis über der Untergrundstrahlung festgestellt. Im Nahbereich des Kernkraftwerkes ist die Ortsdosis durch die Direktstrahlung aus dem Maschinenhaus und aus dem Abfallager erhöht. Der Immissionsgrenzwert des Art. 102 Ziffer 3 der Strahlenschutzverordnung von 5mSv pro Jahr und der Richtwert gemäss HSK-Richtlinie R-11 von 0,1mSv/Woche für die Ortsdosis durch Direktstrahlung blieben auch im Berichtsjahr eingehalten.

2.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

Im Berichtsjahr sind im Anbau Maschinenhaus-Süd die Monitore zur Überwachung der Dosisleistung und der Aerosolaktivität in Betrieb genommen worden. Die anderen Messgeräte zur Überwachung der Aktivitäts- und Strahlenpegel in der Anlage sowie der radioaktiven Abgaben an die Umwelt, die Personenmonitore und die Personendosimetriesysteme haben ihren Zweck im Berichtsjahr erfüllt. An der von der EKS organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für Personendosimetriestellen hat das KKM mit Erfolg teilgenommen und den Nachweis der geforderten Messgenauigkeit erbracht.

2.4 Personal und Organisation

2.4.1 Personal und Ausbildung

Zwei Reaktoroperatoren der Stufe A und ein Schichtchef wurden aufgrund der abgelegten Prüfungen lizenziert. Die Prüfung zum Strahlenschutz-Chefkontrolleur legten zwei Personen mit Erfolg ab. Der Totalbestand an lizenziertem Personal ist in [Tabelle A2](#) aufgeführt. Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende Berichtsjahr 285 Personen (1995: 284).

Am 3. Juli 1996 konnte der Simulator des KKM eingeweiht und zur Benutzung freigegeben werden. Damit ist es nun möglich, den normalen und den gestörten Betrieb der Anlage mit sehr hoher Genauigkeit zu simulieren. Die Schnittstelle zur Schichtmannschaft, der Simulator-Kommandoraum, ist eine Kopie des wirklichen KKM-Kommandoraums. Mit dieser Anlage hat das Schichtpersonal die Möglichkeit, in der Praxis selten vorkommende Fahrweisen und Massnahmen zur Beherrschung von Störungen realitätsnäher als bisher zu üben. Dies ist deshalb von besonderer Bedeutung, weil infolge von Pensionierungen immer weniger Operateure Erfahrungen aus der Inbetriebsetzungsphase des Werkes aufweisen, und der störungsarme Betrieb der Anlage dem einzelnen Operateur kaum Möglichkeit bietet, das Anlageverhalten bei Störungen zu erfahren und seine in der Ausbildung erworbenen Kenntnisse zur Störfallbeherrschung anzuwenden.

Bisher hat das Betriebspersonal des KKM sein Training am Simulator einer ähnlichen Anlage in den USA absolviert. Mit der Inbetriebnahme des eigenen Simulators steht diese Anlage den Operateuren nun jederzeit und am Kraftwerksstandort zur Verfügung. Die HSK begrüsst die Inbetriebnahme dieses werkspezifischen Simulators, welcher als zentrales Element der Ausbildung des Schichtpersonals wesentlich zur Erhöhung der Sicherheit beiträgt.

Auch in den Fachabteilungen wurde der Ausbildung des Fachpersonals hohe Aufmerksamkeit geschenkt, ersichtlich aus der grossen Anzahl besuchter Ausbildungskurse. Sie helfen, das Fachwissen der KKM-Mitarbeiter laufend dem neuesten Stand der Technik anzupassen.

2.4.2 Organisation und Betriebsführung

Im Sinne einer Straffung der Organisation hat das KKM eine neue Abteilung Dienste geschaffen, welcher der bisherige Technische Stab (neu Technische Dienste) und die Verwaltung sowie die Betriebswache zugeordnet wurden. KKM hat das Projekt Qualitätsmanagement weiterverfolgt und ein System erstellt, welches

auf den Anforderungen der IAEA-Safety-Series No. 50-C-QA basiert und durch Teile der ISO-Norm 9000ff ergänzt ist. Das Qualitätshandbuch des KKM ist der HSK zur Begutachtung zugestellt worden.

Die HSK begrüsst die Erstellung eines formalen Qualitätsmanagement-Systems im KKM. Mit dessen Hilfe werden wiederkehrende Prozesse und die damit verbundenen Abläufe festgelegt. Dies erlaubt eine kontrollierte Verfolgung und Optimierung von Routinetätigkeiten und erlaubt gleichzeitig Ausserstehendes, z. B. der HSK, einen besseren Einblick in die Vorgehensweise des KKM bei der Abwicklung seiner Tagesgeschäfte.

2.5 Notfallbereitschaft

In der Werksnotfallübung (WNU) «BERTA», welche im Herbst im KKM durchgeführt wurde, ging es darum, einen Kühlmittelverluststörfall im Drywell mit gleichzeitigem Versagen zahlreicher Betriebs- und Sicherheitssysteme zu beherrschen. Das Szenario unterstellte, dass der Störfall infolge mangelnder Einspeise- und Kühlmöglichkeiten zur Kernbeschädigung führt. Dadurch erfolgte ein grösserer Aktivitätseintrag in den Drywell und von dort über Drywell-Leckagen ins Reaktorgebäude. Über das Notabluftsystem wurden radioaktive Stoffe in die Umgebung abgegeben. In der Übung «BERTA» arbeitete der Notfallstab erstmals in den neuen Räumlichkeiten des Mehrzweckgebäudes. Im Rahmen der Übung ist u. a. auch die Zweckmässigkeit dieser Infrastruktur für die Tätigkeit des Notfallstabes überprüft worden.

Die neuen Räumlichkeiten haben sich grundsätzlich bewährt. Optimierungen im Hinblick auf deren Einsatz im Notfallbereich sind in der Infrastruktur jedoch noch möglich. Die beübten Stellen arbeiteten gut zusammen und zeigten ein hohes Ausbildungsniveau.

2.6 Radioaktive Abfälle

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vergleiche [Tabelle A11](#)) lag im Berichtsjahr im Bereich der Erfahrungswerte vergangener Jahre. Mischabfälle wurden zum PSI gebracht, wo die brennbaren Abfälle verascht und die Verbrennungsrückstände zementiert wurden. Die dabei entstandenen Gebinde konditionierter Abfälle wurden zum KKM zurückgeführt.

Mit der frisch in Betrieb genommenen Verfestigungsanlage zur Konditionierung von Harzen, Konzentraten und Schlämmen (CVRS) wurden Ionenaustauscherharze sowie Sumpf- und

Wäschereischlämme gemäss der provisorischen Freigabe der HSK zementiert. Parallel dazu hat das KKM die definitiven Spezifikationen der sechs vorgesehenen CVRS-Gebindetypen erstellt. Für diese sechs Abfallgebindetypen hat die Nagra die Endlagerfähigkeit geprüft und bescheinigt. Bei der Typenprüfung wurden jedoch gewisse Anforderungen nicht erfüllt. Das KKM hat deshalb im Herbst 1996 eine auf den bisherigen Versuchs- und Betriebsergebnissen sowie grundsätzlichen chemischen Überlegungen basierende Kampagne zur Prozessoptimierung durchgeführt. Die Messungen und Auswertungen des begleitenden Untersuchungs- und Typenprüfprogrammes werden bis Mitte 1997 andauern. Bis zur definitiven Freigabe des Verfahrens wird die Verfestigungsanlage CVRS nur zur Verarbeitung der betrieblich anfallenden Harze eingesetzt. Die Zementierung der im Zwischenlager aufbewahrten unverfestigten Harze aus früheren Betriebsjahren soll ab Herbst 1997 routinemässig durchgeführt werden.

Die im Hinblick auf spätere Behandlungen gesammelten Rohabfälle werden in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone unkonditioniert aufbewahrt. Die konditionierten Abfallgebinde wurden routinemässig in das Zwischenlager eingelagert.

2.7 Erfüllung von Auflagen

Neben den Auflagen aus der heute gültigen Betriebsbewilligung vom 14. 12. 1992, die eine periodische Anlageüberprüfung bzw. Aktualisierung wichtiger Anlagedokumente (Sicherheitsbericht, Risikostudie) verlangen, sind noch Folgemassnahmen zum Brandschutz und zum Alterungsüberwachungsprogramm offen.

Auf dem Gebiet des Brandschutzes wurde die von der HSK geforderte Rauch- und Wärmeabzugseinrichtung im Reaktorgebäude nachgerüstet. Damit ist die Auflage bezüglich der baulichen und technischen Ausrüstung des Brandschutzes erfüllt. Offen sind noch betrieblich-administrative Aspekte.

Im Bereich des Alterungsüberwachungsprogramms wurde die Auflage grundsätzlich erfüllt, jedoch muss die Abarbeitung des Folge- und Dauerprogrammes beim Betreiber künftig mit höherer Priorität erfolgen.

2.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Dem Kernkraftwerk Mühleberg kann ein sicherer Anlagezustand und eine gute Betriebsführung bescheinigt werden. Der Sicherheitsstand

der Anlage konnte aufgrund von durchgeführten Anlageänderungen gegenüber dem Vorjahr weiter erhöht werden. Erfreulich aus der Sicht des Strahlenschutzes ist die wiederum deutliche Reduktion der Dosisleistung an den Umwälzschleifen sowie die trotz der umfangreichen Arbeiten erzielte tiefe Kollektivdosis, die ebenso wie die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung deutlich unterhalb der behördlich festgelegten Richt- bzw. Grenzwerte lagen. Die beiden Vorkommnisse hatten geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit.

3. Kernkraftwerk Gösgen

3.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Gösgen (KKG) ist eine 3-Loop-Druckwasseranlage mit 970 MW elektrischer Nettoleistung. Es nahm den Betrieb im Jahre 1979 auf. Auf den Jahresbeginn ergab sich aufgrund einer Wirkungsgradverbesserung der Turbine eine Anpassung der Nettoleistung von plus 5 MW. Weitere Daten sind in den [Tabellen A1](#) und [B3](#) des Anhangs zusammengestellt; [Figur B1](#) zeigt das Funktionsschema einer Druckwasserreaktoranlage.

Das KKG erreichte im Betriebsjahr 1996 eine Arbeitsausnutzung von 93,6% und eine Zeitverfügbarkeit von 93,4%. Der geplante Stillstand zum Brennelementwechsel dauerte 24 Tage und ist damit Hauptverursacher der Nichtverfügbarkeit der Anlage. Im Berichtsjahr lieferte die Anlage 142,2 GWh Prozesswärme für die Wärmeversorgung der nahegelegenen Kartonfabrik.

Der Anlagebetrieb wurde durch keine ungeplante Reaktorschnellabschaltung unterbrochen und durch keine erwähnenswerte Lastreduktion eingeschränkt.

3.2 Anlagensicherheit

3.2.1 Besondere Vorkommnisse

Aufgrund der Richtlinie R-15 «Berichterstattung über den Betrieb von Kernanlagen» hat der Betreiber über folgende meldepflichtigen Vorkommnisse berichtet:

– Im letzten Zyklus musste aufgrund leicht erhöhter Aktivität im Primärkreis mit Brennstabschäden gerechnet werden. Dieser Befund wurde anlässlich der im Stillstand durchgeführten Brennelementinspektionen an 2 Brennstäben in zwei Brennelementen der 16. Nachladung bestätigt. Die ganze Nachladung, die bereits während ein bis zwei Zyklen im Einsatz war, ist nicht wieder eingesetzt worden. Die Schäden sind auf Reibverschleiss infolge Spannungsrisskorrosion an Federn im untersten Abstandhalter zurückzuführen. Wie bereits bei der Nachladung 13, die im Jahr zuvor ähnliche Schäden aufwies, wurde auch bei der 16. Nachladung der unterste Abstandhalter gegen einen spannungsrissunempfindlicheren Inconel-Abstandhalter getauscht.

- Bei der Untersuchung der Brennelemente der Nachladung 13 glitt ein Stab aus der Spannzanze der Brennstabwechsellvorrichtung und fiel auf den Boden des Ladebeckens. Der Stab wurde im oberen Bereich verbogen, blieb aber dicht. Es waren keine radiologischen Auswirkungen zu vermerken. An der Brennstabwechsellvorrichtung wurde eine Absturzsicherung nachgerüstet, die sich im Verlauf des Brennelementeservices bewährt hat.
- Bei der monatlichen Funktionsprüfung eines Notstanddieselmotors erfolgte eine Abschaltung durch das Aggregateschutzsignal «Druck tief» vom Kühlwasserkreislauf. Bei der Inspektion fand KKG einen Reinigungs-lappen, der die Leitung vom Ausgleichsbehälter verstopft hatte. Nach dem Entfernen des Lappens konnte die Funktionsprüfung erfolgreich durchgeführt werden.
- Beim Abfahren der Anlage zur Jahresrevision öffnete ein Frischdampfsicherheitsventil anlässlich einer Funktionsprüfung nicht innerhalb des vorgegebenen Druckbereichs. Am Hauptventil und an der Steuereinrichtung konnte bei der anschliessenden Inspektion kein Defekt festgestellt werden. Man konnte darum davon ausgehen, dass das Ventil bei höherem Druck geöffnet hätte. Die Ursache für das Nichtansprechen lag in der zu hohen Druckeinstellung der Vorsteuerung. Nach Rücksprache mit dem Hersteller wurde bei allen Vorsteuerventilen der Ansprechdruck tiefer gesetzt. Beim Wiederanfahren fand die erfolgreiche Wiederholung der Funktionsprüfung des Frischdampfsicherheitsventiles statt.
- Ein weiteres Ereignis betrifft das Versagen der Schliessfunktion beim periodischen Funktionstest einer im Normalbetrieb offenen Containmentabschlussarmatur des Probenahmesystems. Als Ursache konnte eine defekte Elektronikbaugruppe eruiert werden. Nach deren Tausch wurde die Prüfung erfolgreich wiederholt.

Die fünf obenerwähnten meldepflichtigen Vorkommnisse wurden der Klasse B zugeordnet und betrafen zwei menschliche Fehler, einen Einstellungsfehler und zwei Komponentenausfälle. Sie haben nur geringfügige sicherheitstechnische Bedeutung. Auf der internationalen Bewertungsskala INES (siehe [Kapitel 11.7](#) -

sowie Anhang [Tabelle B2](#)) entsprechen sie der Stufe 0.

3.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel

Es wurden alle geplanten Tätigkeiten wie Brennelementwechsel, Inspektionen, Wiederholungsprüfungen an mechanischen und elektrischen Komponenten, Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen, Instandhaltungsarbeiten etc. durchgeführt.

Einige wichtige Tätigkeiten seien erwähnt:

- An den Dampferzeugern (DE) 1 und 3 wurden alle Heizrohre wirbelstromgeprüft. Die Mehrzahl der Befunde lag im Bereich oberhalb des Rohrbodens. Sie sind mit den Befunden der früheren Prüfungen weitgehend identisch. Es musste ein Rohr gestopft werden.
- Bei Ultraschallprüfungen im Revisionsstillstand 1995 war bei einer Schweißnaht des Primärkreises eine erklärungsbedürftige Anzeige gefunden worden. Die Naht wurde 1996 wiederkehrend und mit erweiterter Ultraschall-Prüftechnik geprüft. Die Anzeige wurde gut reproduziert. Eine signifikante systematische Veränderung war nicht feststellbar. Ein Riss kann jedoch nicht mit Sicherheit ausgeschlossen werden. Die Anzeige wird weiterverfolgt. Eine bruchmechanische Bewertung ergab, dass ein Weiterbetrieb vom Sicherheitsstandpunkt aus unbedenklich ist.
- Aufgrund des Vorkommnisses «Störung an einer Schwachlast-Absperrarmatur im Speisewasser» vom letzten Jahr wurde die Armatur zwecks Ursachenabklärung komplett demontiert. Es wurden keine Hinweise für das einmalige Nichtfunktionieren gefunden.
- Prüfungen am Rekuperativ-Wärmetauscher im Volumenregelsystem ergaben keine nennenswerten Befunde.
- Eine Hochdruckförder- und eine Hauptkondensatpumpe inklusive Motor wurden einer Grossrevision unterzogen.
- Die Prüfungen in der Steuerungs- und Leittechnik sowie des Reaktorschutzsystems zeigten keine nennenswerten Befunde.
- Im Maschinenhaus fand eine Grossrevision am Generator statt.

Die Befunde der übrigen Inspektionen und Prüfungen gaben ebenfalls zu keinen Beanstandungen Anlass.

3.2.3 Anlagenänderungen

Im Berichtsjahr sind folgende wesentlichen Änderungen durchgeführt worden:

- An einem Frischdampf-Isolationsventil wurden alle Magnetvorsteuerventile mit ihren Steuerblöcken ausgetauscht. Damit wurden

Verbesserungen bezüglich der Magnetkraft und der Stellungsanzeige erreicht.

- Um die Langzeitstörfallfestigkeit von Stellantrieben sicherzustellen, wurden weitere 9, somit bisher 18 der insgesamt 31 zum Austausch vorgesehenen Stellantriebe im Containment ausgetauscht.
- An allen drei Hauptspeisewasserpumpen wurden die Pumpenwellen durch eine verbesserte Konstruktion ersetzt.
- Um die Einsatzzeit der Brennelemente im Kern von 3 auf 4 Zyklen erhöhen und MOX-Brennstoff einsetzen zu können, wurden die maximale Borkonzentration im Primärkreis und die Bor-10-Anreicherung erhöht. Damit ist die ausreichende Unterkritikalität im Normalbetrieb und nach einem Störfall gewährleistet.
- In der zweiten Wasserfassung wurden die 1994 durchgeführten Verbesserungen in einem Strang nun auch beim zweiten durchgeführt. Der Dieselmotor wurde durch den Reservemotor ersetzt, das Winkelgetriebe komplett revidiert und die Schmierölpumpe auf Direktantrieb umgebaut. An der Pumpe selbst wurde das Gehäuse und der Saugdeckel in erosionsbeständigem Werkstoff ausgeführt und die Pumpenwellenlagerung mit einer neuen wartungsfreien Konstruktion versehen.
- Zwei Armaturen mit Hydraulikantrieb, die bei einem Kühlmittelverluststörfall nicht benötigte Verbraucher im Zwischenkühlkreislauf isolieren, wurden durch solche mit Motorantrieb ersetzt.

3.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Für den 18. Betriebszyklus (1996/97) wurden von den insgesamt 177 Brennelementen 60 durch neue ersetzt. Die Brennstäbe der nachgeladenen Brennelemente haben Hüllrohre, deren Oberfläche mit einer korrosionshemmenden Schutzschicht versehen sind.

Über die im 17. Zyklus aufgetretenen Brennstabschäden wird im Abschnitt «Besondere Vorkommnisse» berichtet. Im derzeitigen 18. Betriebszyklus sind bis Ende 1996 die Edelgas-Aktivitäten leicht erhöht und deuten auf einen Brennstabdefekt hin. Die nuklidspezifischen Primärwasseraktivitäten liegen allerdings, wie auch schon letztes Jahr, weit unterhalb der Aktivitätsgrenzwerte.

Erneut wurden in Zusammenarbeit mit dem Brennstofflieferanten verschiedene Testbrennstäbe mit unterschiedlichen Materialzusammensetzungen der Hüllrohre nach ihrem Einsatz im Kern inspiziert. Im allgemeinen wurde ein gutes Hüllrohrverhalten festgestellt.

Wie letztes Jahr wurden während des Revisionsstillstandes alle 48 Steuerelemente mit-

tels Wirbelstromprüfung auf Hüllrohr-Wand-schwächungen untersucht. Es ergaben sich keine Bedenken gegen einen weiteren Einsatz aller Steuerelemente.

Behinderungen in der Gängigkeit der Steuer-elemente, wie sie in ausländischen Druckwas-serreaktoren aufgetreten sind, wurden nicht festgestellt. Dies wurde durch eine zusätzliche, am Ende von Zyklus 17 durchgeführte Fallzeit-messung bestätigt.

3.2.5 Probabilistische Sicherheits-analyse (PSA)

Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüber-prüfung PSÜ (siehe auch [Kapitel 11.4](#)) wird die von KKG eingereichte probabilistische Sicher-heitsanalyse (PSA) begutachtet. Um eine de-taillierte, sowohl qualitative als auch quantita-tive Überprüfung zu ermöglichen, wird zur Zeit bei der HSK ein eigenes probabilistisches An-lagemodell für Gösgen entwickelt. Diese Vor-gehensweise hat sich bereits bei der früheren Begutachtung der PSA Studien für Mühleberg, Beznau und Leibstadt bewährt.

1996 wurde mit der Methode der Fehlerbaum-analyse die Zuverlässigkeit all jener Systeme des KKG berechnet, welche bei schweren Un-fällen einen Kernschaden verhindern können. Die Fehlerbaumanalyse erlaubt eine Aufschlüs-selung der Systemzuverlässigkeit bis auf die Ebene einzelner Komponenten.

Der Einfluss von Operateurhandlungen auf den Verlauf schwerer Unfälle (die sogenannte «Hu-man Reliability Analysis» HRA) wird in der Gös-gen PSA mit Hilfe einer Expertenbefragung analysiert. Dem Aspekt der HRA soll bei der PSA-Begutachtung in Zukunft noch vermehrt Aufmerksamkeit geschenkt werden.

Die Auswirkungen eines schweren Kernschadens innerhalb der Sicherheitshülle wurden detailliert analysiert. Insbesondere wurde die Gefährdung der Stahlhülle durch Dampfexplo-sionen untersucht, welche entstehen können, wenn flüssige Schmelze aus dem Kern austritt und auf eine Wasservorlage trifft.

3.2.6 Alterungsüberwachungs-programm

KKG hat das von der HSK geforderte Alterungs-überwachungsprogramm begonnen. Erste Komponenten der Gebiete Maschinen-, Elek-tro- und Bautechnik wurden der HSK zur Beurteilung eingereicht. Die HSK wird die Im-plementierung dieses Programms weiterhin verfolgen (vergleiche [Kapitel 11.3](#)).

3.3 Strahlenschutz

3.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1996 (Daten für 1995 in Klammern) wurden im KKG folgende Kollektivdosen ermittelt:

Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	0.72 (0.90)
Leistungsbetrieb	0.20 (0.19)
Jahreskollektivdosis	0.92 (1.09)

Neben den normalen Brennstoffwechselarbei-ten (Öffnen und Schliessen des Druckgefässes sowie Brennstoffwechsel) trugen folgende Ar-beiten wesentlich zur Kollektivdosis bei:

- Wirbelstrom- und Ultraschallprüfung der Dampferzeuger 10 und 30
- Sekundärseitige Inspektion der Dampfer-zeuger 10 und 30
- Prüfung des Rekuperativ-Wärmetauschers
- Ultraschallprüfung am Primärkreis

Die Jahres-Kollektivdosis liegt im Rahmen der Vorjahre und deutlich unterhalb des HSK-Richt-wertes von 4 Personen-Sv.

Aus zahlreichen Dosisleistungsmessungen am Primärkreislauf geht hervor, dass die Dosen an strahlenschutzrelevanten Stellen gegenüber dem Vorjahr konstant geblieben oder nach wie vor leicht ansteigend sind. Wiederum wurden temporäre Bleiabschirmungen angewendet. Gesamthaft wurden 1996 rund 11 Tonnen Blei-matten insbesondere zur Abschirmung der Ar-beitsplätze bei den Dampferzeugern einge-setzt. Die effektiv damit gesparten Kollektivdosen schätzt der Betreiber auf rund 50 Personen-mSv. Der Einsatz von temporä-ren Bleiabschirmungen wird von KKG aufgrund von Optimierungsüberlegungen nicht als dosis-sparende Strahlenschutzmassnahme angese-hen.

Signifikante Personenkontaminationen oder Kontaminationsverschleppungen traten keine auf. Nennenswerte Freisetzungen von radio-aktiven Stoffen in die Atemluft konnten vermie-den werden, obschon, gegeben durch Defekte in zwei Brennelementen, eine relativ hohe Iod-131-Kontamination des Primärwassers von $2 \cdot 10^7 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ (Vorjahr mit Schäden an vier Brennelementen: $7 \cdot 10^7 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$) vorlag.

Radiologische Vorkommnisse, die aufgrund der Richtlinie R-15 einzuteilen wären, traten 1996 keine auf. Bei den Individualdosen wurden kei-ne Dosisüberschreitungen festgestellt. Die höchste Personendosis durch externe Bestrah-lung betrug 1996 15,2 mSv. Der entsprechen-de Wert für 1995 war 14,0 mSv. Nähere Anga-ben sind aus den [Tabellen A5 bis A10](#) und den [Figuren A5 bis A10](#) ersichtlich.

3.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

Die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe, die Jahresabgaben 1996 sowie die daraus unter ungünstigen Annahmen rechnerisch ermittelte Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung sind in [Tabelle A4](#) dargestellt. Die radioaktiven Abgaben in Form von Aerosolen, Iod und Edelgasen lagen deutlich unterhalb der Grenzwerte. Beim Abwasser gilt dies auch für die radioaktiven Abgaben ohne Tritium; die für Druckwasserreaktoren typischen Tritium-Abgaben betragen wie in den Vorjahren etwa 20% des Grenzwertes.

Die in vierteljährlichen Stichproben durchgeführten Kontrollmessungen von HSK und SUeR an Aerosol- und Iodfiltern sowie an Abwasserproben bestätigten auch im Berichtsjahr die sehr tiefen radioaktiven Abgaben des KKG. Dementsprechend ist die unter ungünstigen Annahmen errechnete Jahresdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung mit 0,001 mSv für Erwachsene und 0,001 mSv für Kleinkinder sehr niedrig und weit unterhalb des Dosisrichtwerts von 0,2 mSv/Jahr gemäss der [Richtlinie R-11](#). Artikel 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung besagen, dass Tätigkeiten, die für die betroffenen Personen zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr führen, in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und damit der daraus resultierenden Dosis für die Bevölkerung notwendig sind.

Die Dosisleistungs-Messsonden (MADUK) in der Umgebung sowie die Messungen an der Umzäunung des KKG zeigten keine signifikante Erhöhung über der Untergrundstrahlung.

3.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

Im Berichtsjahr wurde das System für die elektronische Personendosimetrie vollständig erneuert und nach den erforderlichen Tests und Kalibrierungen in den Routine-Betrieb aufgenommen.

Auch die übrigen Strahlenschutzmessgeräte und die Personenmonitore erfüllten die an sie gestellten Anforderungen. An der von der EKS organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für Personendosimetriestellen hat das KKG mit Erfolg teilgenommen und den Nachweis der geforderten Messgenauigkeit erbracht.

3.4 Personal und Organisation

3.4.1 Personal und Ausbildung

Im Jahre 1996 wurde ein Reaktoroperateur neu lizenziert. Der Totalbestand an lizenziertem Personal ist in [Tabelle A2](#) aufgeführt. Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende Berichtsjahr 376 Personen (1995: 373).

Das Schichtpersonal hat im Berichtsjahr verschiedene Kurse an Simulatoren in Essen (Gesellschaft für Simulatorschulung) und am Simulator der Elektrizitätsgesellschaft FURNAS in Brasilien besucht.

Im September 1996 hat KKG einen eigenen Simulator für das Training des Schichtpersonals bestellt und mit dem Bau des Schulungsgebäudes auf dem Kraftwerksareal begonnen. Es ist vorgesehen, dass in etwa drei Jahren die Schichtmannschaft auf dem eigenen Simulator im Werk trainieren wird.

Auch Mitarbeiter der Fachabteilungen des KKG besuchten im Rahmen ihrer beruflichen Weiterbildung verschiedene interne und externe Kurse, um ihr Fachwissen auf dem neuesten Stand zu halten.

3.4.2 Organisation und Betriebsführung

An der Betriebsorganisation des KKG wurden im Berichtsjahr keine Änderungen vorgenommen.

Im Rahmen der PSÜ (siehe auch [Kapitel 11.4](#)) hat die HSK begonnen, sich einen vertieften aktuellen Überblick über die Organisation des KKG zu verschaffen. Insbesondere hat sie dabei das Qualitätssicherungsprogramm des KKG zu überprüfen, dies auch aufgrund der Forderung des UNO-Übereinkommens über die Nukleare Sicherheit (Nuclear Safety Convention), welche im Berichtsjahr in Kraft getreten ist.

3.5 Notfallbereitschaft

Im Herbst wurde im KKG eine Werksnotfallübung (WNU) durchgeführt. Als Szenario wurde angenommen, dass infolge einer grossen Brennelementleckage die Anlage für einen vorgezogenen BE-Wechsel abgeschaltet worden ist. Bei der Druckabsenkung erhöhte sich die spezifische Aktivität im Primärkreislauf weiter, zudem kam es zum Abriss einer Messleitung im Containment. Durch das vorzeitige Öffnen eines Betonriegels über der Hauptkühlmittelpumpe drang kontaminierter Dampf in die Betriebsräume ein. Vor Ort arbeitende Mitarbeiter meldeten den Dampfaustritt, worauf die Anlage beschleunigt abgefahren wurde. Diese Mitarbeiter wurden kontaminiert und lösten in

der Folge beim Passieren des Personenmonitors Alarm aus. Ein Mitarbeiter hielt sich vermutlich eine halbe Stunde, 5 Mitarbeiter eine Stunde im Containment auf.

Beim gewählten Szenario lagen die Kriterien zur Festlegung, ob es sich um einen Notfall handelt oder nicht, im «Graubereich» (keine eindeutige Verletzung von Notfallkriterien). Die Kraftwerksleitung entschied nach Rückfrage des Pikettingenieurs aufgrund der unklaren Situation richtigerweise, das Vorkommnis als Notfall zu behandeln.

Die HSK konnte sich überzeugen, dass die Notfallorganisation KKG gut geeignet ist, einen Störfall dieser Art zu bewältigen.

3.6 Radioaktive Abfälle

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vergleiche [Tabelle A11](#)) lag im Berichtsjahr im Bereich der Erfahrungswerte vergangener Jahre. Ionentauscherharzen wurden gemäss der entsprechenden Freigabe der HSK bituminiert. Mischabfälle wurden zum PSI zur Sortierung und Verarbeitung gebracht. Dort wurden die brennbaren Abfälle verascht und die Verbrennungsrückstände sowie die nicht-brennbaren Abfälle zementiert. Die dabei entstandenen Gebinde konditionierter Abfälle sowie die aussortierten pressbaren Abfälle wurden zum KKG zurückgeführt.

Für ein Konzentrat mit einem höheren Aktivitätsgehalt hat das KKG einen neuen Abfallgebindetyp (Dekontlösung) definiert. Das KKG hat die Spezifikation dieses in Bitumen verfestigten Abfalltyps erstellt und der Nagra zwecks Prüfung der Endlagerfähigkeit abgegeben. Das KKG hat ferner drei Abfallgebindetypen aus früherer Produktion nachdokumentiert.

Die im Hinblick auf spätere Behandlungen gesammelten Rohabfälle werden in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone aufbewahrt. Die konditionierten Abfallgebände wurden routinemässig in das Zwischenlager eingelagert. Um eine Aufkonzentrierung von Radiolysegasen in den Lagerschächten der bituminierten Abfälle zu verhindern, wurden an den Schachtdeckeln, gemäss einer Forderung der HSK, Öffnungen eingerichtet.

3.7 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage und die Betriebsführung des KKG können in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz als gut bezeichnet werden. Die aufgetretenen Vorkommnisse hatten nur geringfügige sicherheitstechnische Bedeutung. Die mit Abstandshaltern bei einigen Brennelementnachladungen entstandenen Probleme wurden erkannt. Gezielte Massnahmen, um weitere Brennelementschäden zu vermeiden, sind ergriffen worden. Die Menge der an die Umgebung abgegebenen radioaktiven Stoffe war sehr gering und lag weit unterhalb der behördlichen Grenzwerte. Die Individualdosis aller Personen betrug weniger als 20 mSv. Die Jahreskollektivdosis des Personals lag weit unterhalb des HSK-Richtwertes von 4 Personen-Sv.

4. Kernkraftwerk Leibstadt

4.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) ist eine Siedewasserreaktoranlage. Die elektrische Nettoleistung beträgt 1030 MW. Weitere Daten des Werkes sind in den [Tabellen A1](#) und [B3](#) des Anhangs zu finden; [Figur B2](#) zeigt das Funktionsschema einer Siedewasserreaktoranlage. Die Anlage KKL erreichte in ihrem zwölften Betriebsjahr eine Arbeitsausnutzung von 85,4% und eine Zeitverfügbarkeit von 88,7%. Der Revisionsstillstand dauerte diesmal 41 Tage. Weiteren Einfluss auf die Verfügbarkeit hatten die Durchführung eines umfangreichen Testprogramms im Rahmen des Wiederanfahrens der Gesamtanlage nach dem Jahresstillstand Anfang September und eine Netztrennung des Generators nach einer Störung in der Freiluftschaltanlage im Dezember.

Im Berichtszeitraum ereignete sich keine automatische Reaktorschneidabschaltung.

4.2 Anlagensicherheit

4.2.1 Besondere Vorkommnisse

Gemäss der Richtlinie R-15 über die Berichterstattung hat der Betreiber zum folgenden meldepflichtigen Vorkommnis Stellung genommen. Durch den Anstieg der Reaktorwasser- und Abgasaktivität hat sich seit Oktober 1996 ein Brennelementdefekt bemerkbar gemacht. Die Ursache des Schadens kann erst nach Inspektion im Stillstand ermittelt werden. Das Vorkommnis wurde der Klasse B zugeordnet. Nach der internationalen Bewertungsskala INES (siehe [Kapitel 11.7](#) sowie Anhang, [Tabelle B2](#)) entspricht es der Stufe 0.

4.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel

Im Jahresstillstand vom 27. Juli bis zum 5. September wurden die üblichen Arbeiten wie Brennelementwechsel, Instandhaltungsarbeiten, wiederkehrende Prüfungen an Komponenten, Anlagenänderungen, Inspektionen und Funktionsprüfungen von Systemen und Komponenten ausgeführt.

Die wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen an mechanischen Ausrüstungen umfassten am Reaktor die Ultraschallprüfung der

Längs- und Rundnähte des Druckbehälters, die Ultraschall- und Wirbelstromprüfung von 15 Steuerstabdurchführungen und die visuelle Inspektion des Reaktordruckbehälters und der Reaktoreinbauten mit Fernsichttechnik. Ebenfalls mit Fernsichtkamera wurden die Innenoberflächen der Hauptkühlmittelleitungen von den Reaktoraustrittsstützen bis zu den Saugstützen der Hauptkühlmittelpumpen geprüft.

An einem Wärmetauscher des Notstandssystems wurden visuelle Prüfungen und eine Wasserdruckprüfung vorgenommen.

In der Sekundäranlage wurden an einer Reihe von Behältern visuelle und Farbeindringprüfungen durchgeführt.

Die 1990 begonnenen Wändickenmessungen im Rahmen des Programms zur Schwachstellenanalyse infolge Erosionskorrosion an Rohrleitungen im Sekundärteil der Anlage wurden fortgesetzt.

Bei den Instandhaltungsarbeiten, Prüfungen und Inspektionen sind keine Mängel festgestellt worden, die eine Einschränkung der Anlagensicherheit bedeuten. Durch die Lecktests an den Containmentabschlüssen konnte die geforderte Dichtheit des Containments nachgewiesen werden.

4.2.3 Anlagenänderungen

Im Berichtsjahr sind hauptsächlich während des Stillstands etliche Anlagenänderungen durchgeführt worden. Sie dienen teils der nuklearen Sicherheit, teils betrieblichen Erfordernissen.

Die wesentlichen darunter sind:

- Austausch der Speisewasserrückschlagklappen

Die vorhandenen 6 Speisewasserrückschlagklappen, je drei in den beiden Speisewasserleitungen, wurden gegen gedämpfte Rückschlagventile ausgetauscht. Damit können die Speisewasserleitungen zum Reaktor und deren Leitungsfestpunkte die Anforderungen zur Aufnahme der Druckstosskräfte bei einem postulierten Rohrbruch im Maschinenhaus erfüllen. Eine Armatur erfüllt die spezifizierten Dichtheitsanforderungen nicht ganz. Diese Abweichung hat nur einen unwesentlichen Einfluss auf die Anlagensicherheit. Die HSK verlangt, dass die Behebung im Stillstand 1997 erfolgt.

- Ergänzung der Instrumentierung in den Notsteuerstellen
Im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle wurden in den Notsteuerstellen Anzeiginstrumente zur Kontrolle des Neutronenflusses im Reaktor, von Parametern des Containments und der Emission radioaktiver Stoffe in der Fortluft nachgerüstet.
- Fortsetzung des im Jahresstillstand 1995 begonnenen Austausches von T-Stücken der hydraulischen Steuereinheiten der Steuerstabantriebe gegen solche verbesserter Konstruktion zur Vermeidung von schwingungsinduzierten Rissen. Es ist geplant, alle 149 Steuereinheiten mit neuen T-Stücken auszurüsten.
- Die 1995 begonnene Sanierung der Luftkühler zur Verhinderung von Erosionsschäden im Bereich des Kondensators wurde komplett abgeschlossen.
- Im Sekundärteil der Anlage wurden in Verbindung mit der beantragten Leistungserhöhung die Hochdruckturbine, die Turbinenregelventile und die Armaturen zur Frischdampfumleitung in den Kondensator ausgetauscht sowie Modifizierungen an Pumpen und wärmetechnischen Apparaten der Sekundäranlage vorgenommen. Während des Wiederanfahrens zum 13. Betriebszyklus wurde ein umfangreiches Testprogramm durchgeführt, mit dem das spezifikationsgerechte Verhalten der neuen Komponenten der Hauptregelkreise und der Gesamtanlage bei Transienten nach den durchgeführten Anlagenänderungen nachgewiesen wurde. Bei diesem Testprogramm war die HSK ständig anwesend.
- Zum Schutz des Betriebspersonals bei Störfällen ist eine Änderung der Kommandoraumlüftung Ende 1996 realisiert worden. Im Anforderungsfall sorgt ein spezieller Lüftungsbetrieb für eine Überdruckhaltung sowie eine Filtrierung luftgetragener radioaktiver Stoffe in der Zuluft des Hauptkommandoraums.

4.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Im 12. Betriebszyklus (1995/96) war aufgrund des Verlaufs der Reaktorwasser- und der Abgasaktivität nicht mit Brennelementschäden zu rechnen. Während des Jahresstillstandes wurde bei der Prüfung aller Brennelemente mit dem Sippingverfahren ein geringfügiger Brennelementdefekt festgestellt. Das betroffene Brennelement war nicht mehr für den Weitereinsatz vorgesehen. Die Abklärung der Schadensursache ist noch im Gange.

Die während des 12. Betriebszyklus an 8 Brennelementen eingesetzten Fremdkörperfilter vom Federtyp haben sich, ähnlich wie in

anderen Anlagen, im Reaktorbetrieb nicht bewährt. Bei der Inspektion dieser Filter waren vibrationsbedingte Reibmarken und Federbrüche festgestellt worden. Dieser Filtertyp kommt nicht mehr zum Einsatz.

Für den 13. Betriebszyklus (1996/97) wurden im Stillstand 112 der insgesamt 648 Brennelemente durch neue ersetzt. Der Reaktorkern enthält, mit Ausnahme von 2 Brennelementen, nur noch Brennelemente mit 10x10-Brennstab-anordnung. 4 Brennelemente sind mit einem alternativen Fremdkörperfilter ohne bewegliche Teile ausgerüstet.

Im laufenden Zyklus 13, der mit einem defektfreien Kern begonnen wurde, gibt es seit Oktober 1996 Hinweise auf einen Brennelementdefekt.

4.2.5 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Im Rahmen der Begutachtung des Gesuchs zur Leistungserhöhung hat die HSK die vom Betreiber eingereichte Studie zum Anlagenrisiko durch eine weitgehend unabhängige Analyse im Detail überprüft. Die Ergebnisse und die wichtigsten Erkenntnisse sind im [HSK-Gutachten zur Leistungserhöhung](#) dokumentiert, das in den Monaten Mai/Juni 1996 öffentlich aufgelegt wurde.

Die totale Kernschadenshäufigkeit wird sich durch die beantragte 15%ige Leistungserhöhung kaum ändern. Eine Änderung läge in jedem Fall deutlich innerhalb des für solche Analysen inhärent vorhandenen Streubandes der Ergebnisse. Die HSK hat in ihren eigenen Analysen deshalb darauf verzichtet, eine quantitative Aussage zu machen. Eine Änderung ist auch kaum zu erwarten, da alle technischen Massnahmen ergriffen worden sind, damit die Anlage auch bei erhöhter Leistung sicher betrieben werden kann und insbesondere die sogenannten System-Erfolgskriterien unverändert gültig bleiben.

Das Risiko für die Umgebung der Anlage, definiert als Häufigkeit mal freigesetzte Aktivität, würde sich hingegen durch die Leistungserhöhung um etwa einen Faktor 1,2 bis 1,3 erhöhen. Der Grund dafür liegt in einer leistungsproportionalen Zunahme des Kerninventars an radioaktiven Stoffen und im geringfügig etwas schnelleren Unfallablauf, beides inhärente Phänomene. Diese rechnerisch ausgewiesene Risikozunahme ist nach Ansicht der HSK verantwortbar, weil das Risiko der Anlage Leibstadt sehr gering ist und es im Laufe der Jahre durch Anlagenverbesserungen stetig abgenommen hat. So wird das Risiko der Anlage Leibstadt auch nach der Leistungserhöhung um mindestens 45% geringer sein als im Jahre 1990.

Der Betreiber hat die von der HSK bis Ende 1996 verlangten Verbesserungen und Ergänzungen zur PSA-Studie termingerecht abgeliefert. Gemäss der nun vorliegenden Studie beträgt die totale Kernschadenshäufigkeit durch intern und extern ausgelöste Ereignisse $2,7 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Dieses Ergebnis ist noch günstiger als im Gutachten der HSK ausgewiesen und zeigt erneut, dass KKL aus dieser Sicht bewertet zu den weltweit sichersten Kernkraftwerken gehört.

4.2.6 Alterungsüberwachungsprogramm

Das KKL hat die wichtigsten von der HSK geforderten Komponenten der Gebiete Maschinen-, Elektro- und Bautechnik innerhalb des Alterungsüberwachungsprogramms untersucht und der HSK zur Beurteilung eingereicht. Die HSK wird die betriebliche Umsetzung dieses Programms weiterhin verfolgen (vergleiche [Kapitel 11.3](#)).

4.3 Strahlenschutz

4.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1996 (Daten für 1995 in Klammern) wurden im KKL folgende Kollektivdosen ermittelt:

Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	1.53 (1.02)
Leistungsbetrieb	0.45 (0.64)
Jahreskollektivdosis	1.98 (1.66)

Sowohl die Kollektivdosis für den Jahresstillstand wie auch die Jahreskollektivdosis entsprachen den prognostizierten Werten. Aufgrund der umfangreichen Arbeiten ist die Stillstands-Kollektivdosis gegenüber dem Vorjahr angestiegen; sie liegt aber dennoch deutlich unterhalb des HSK-Richtwertes von 4 Personen-Sv.

Das Optimierungsgebot der Gesetzgebung wurde mit sehr detaillierten schriftlichen Strahlenschutzplanungen für die folgenden dosisrelevanten Nichtroutine-Arbeiten sehr gut erfüllt:

- Ersatz von zwei Speisewasser-Rückschlagklappen im Drywell
 - Ersatz von vier Speisewasser-Rückschlagklappen im Dampftunnel
 - Wiederholungsprüfungen
 - Sanierung der Luftkühler im Kondensator
- Durch Training der Bedienungsmannschaft an 1:1 Modellen konnten Arbeitsabläufe optimiert und damit die Strahlenbelastung signifikant gesenkt werden. Modelle wurden dieses Jahr für die folgenden Arbeiten aufgebaut:

- Sanierung der Luftkühler im Kondensator
- Ersatz der Speisewasser-Rückschlagklappen
- Prüfung der Steuerstabdurchführungen

Der radiologische Zustand der Anlage entsprach weitgehend den Verhältnissen im Vorjahr. Es musste deshalb mit Bedingungen gerechnet werden, die hinsichtlich α -Kontaminationen, hervorgerufen durch die Brennelementdefekte früherer Jahre, den Verhältnissen während der Stillstandsarbeiten 1994 und 1995 entsprachen. Es wurde wiederum das in den Vorjahren erprobte α -Messprogramm durchgeführt.

Total wurden 1788 Personen einer Eintritts- und Austritts-Triagemessung auf dem Inkorporationsmonitor unterzogen, wobei keine β/γ -Inkorporationen festgestellt wurden. Aufgrund des extern an verschiedenen Komponenten ermittelten γ/α -Verhältnisses liegen ebenfalls keine signifikanten Inkorporationen von α -Strahlern vor.

Der Mittelwert der Dosisleistung an der Umwälzschleife vom 1,82 mSv/h ist der tiefste seit 1987 ermittelte. Die Dosisleistungen an den langjährig überwachten Komponenten des Reaktordruckbehälters zeigen konstante Werte oder höchstens eine schwach steigende Tendenz.

Insgesamt wurden zur Dosisleistungsreduktion 63 Tonnen temporäre Abschirmungen, davon 55t Blei, aufgebaut. Bei Abschirmarbeiten wurden total 43,5 Personen-mSv akkumuliert. Dem steht eine Dosisreduktion von ca. 1 Personen-Sv gegenüber.

Radiologische Vorkommnisse, die aufgrund der [Richtlinie R-15](#) einzuteilen wären, traten 1996 keine auf. Bei den Individualdosen wurden keine Dosisüberschreitungen festgestellt. Die höchste Personendosis durch externe Bestrahlung betrug 1996 11,0 mSv (1995: 14,6 mSv). Nähere Angaben sind aus den [Tabellen A5 bis A10](#) und den [Figuren A5 bis A10](#) ersichtlich.

4.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

In [Tabelle A4](#) sind die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe, die Jahresabgaben 1996 sowie die daraus unter ungünstigen Annahmen rechnerisch ermittelte Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung dargestellt. Alle Grenzwerte blieben eingehalten. Die Abgaben des KKL an die Umwelt nahmen auch im Berichtsjahr leicht ab. Für Erwachsene ist die errechnete Jahresdosis unter Berücksichtigung der Ablagerungen der Vorjahre 0,001 mSv und für Kleinkinder 0,002 mSv. Artikel 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung besagen, dass Tätigkeiten, die für die betroffenen Personen zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr führen, in jedem Fall als gerechtfertigt

tigt und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und damit der daraus resultierenden Dosis für die Bevölkerung notwendig sind.

Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und der SUeR an Aerosol- und Iodfiltern sowie an Abwasserproben zeigten auch beim KKL eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse der drei beteiligten Labors.

Mit den Dosisleistungs-Messsonden (MADUK) in der Umgebung des KKL wurde keine signifikante Erhöhung der Ortsdosis über der Untergrundstrahlung festgestellt. Im Nahbereich des Kernkraftwerkes ist die Ortsdosis durch die Direkt- und Streustrahlung aus dem Maschinenhaus während dem Betrieb erhöht. Die HSK hat auch beim KKL vierteljährlich Kontrollmessungen am Zaun durchgeführt. Der Immissionsgrenzwert des Art. 102 Ziffer 3 der Strahlenschutzverordnung von 5mSv pro Jahr und der Richtwert gemäss [HSK-Richtlinie R-11](#) von 0,1mSv/Woche für die Ortsdosis durch Direktstrahlung wurden auch im Berichtsjahr eingehalten.

4.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

Die eingesetzten Strahlenschutzmessgeräte zur Überwachung der Abgaben an die Umwelt und der Aktivitäts- und Strahlenpegel in der Anlage sowie die Personenmonitore und die Systeme zur Personendosimetrie erfüllten alle an sie gestellten Anforderungen. An der von der EKS organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für Personendosimetriestellen hat das KKL mit Erfolg teilgenommen und den Nachweis der geforderten Messgenauigkeit erbracht.

4.4 Personal und Organisation

4.4.1 Personal und Ausbildung

Im Berichtsjahr wurden fünf Reaktoroperateure und ein Schichtchef neu lizenziert. Eine Person legte mit Erfolg die Prüfung zum Strahlenschutz-Chefkontrolleur ab. Der Totalbestand an lizenziertem Personal ist in [Tabelle A2](#) aufgeführt. Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende Berichtsjahr 407 Personen (1995: 408). Während des Berichtsjahres wurde der neue KKL-Simulator intensiv für die Schulung des Schichtpersonals eingesetzt. Die hohe Anlage-treue und die hohe Verfügbarkeit des Simulators, bedingt durch den Standort im Werk, wirken sich sehr positiv auf die Durchführung des Simulatortrainings aus.

Während der Jahresrevision sind im Kernkraftwerk mehrere hundert Mitarbeiter von Fremdfirmen tätig, welche von Mitarbeitern des Wer-

kes betreut werden. Um diese Betreuung zu optimieren hat das KKL während des Berichtsjahres den Betreuern von Fremdpersonal eine spezielle Führungsschulung zukommen lassen.

Während des Berichtsjahres besuchten wiederum zahlreiche Mitarbeiter des KKL verschiedene Ausbildungskurse, um ihr Fachwissen auf dem neuesten Stand der Technik zu halten. Zusätzlich wurden Seminare über Qualitätsmanagement und Qualitätsaudit besucht, und Instruktoren für das Simulatortraining absolvierten einen Kurs in Didaktik. Der Notfallstab nahm zusammen mit dem Notfallstab des KKB und der Kantonspolizei Aargau an einem Seminar zur Zusammenarbeit mit externen Stellen teil.

4.4.2 Organisation und Betriebsführung.

An der Organisation wurden keine Änderungen vorgenommen.

KKL hat das Reglement zum Qualitätsmanagement überarbeitet, um eine Verdichtung der Regelungen und damit eine verbesserte Verständlichkeit zu erreichen. Das Reglement wurde der HSK zur Stellungnahme eingereicht. In verschiedenen Bereichen des KKL wurden abteilungsinterne und abteilungsübergreifende Qualitätsaudits durchgeführt, um die Funktionsfähigkeit des Qualitätsmanagementsystems zu überprüfen.

Die internationale Expertengruppe der IAEA, welche im Jahre 1994 das KKL im Rahmen einer OSART-Mission überprüfte, hat in ihrem Bericht in verschiedenen Bereichen Empfehlungen für Verbesserungen abgegeben. Im Dezember 1996 hat ein kleineres Team der IAEA die Verwirklichung dieser Vorschläge überprüft und beurteilt. OSART hat KKL einen guten Erfüllungsgrad attestiert, zwei Lösungen wurden sogar als hervorragend bewertet und zur weiteren Verbreitung empfohlen. Gleichzeitig wurde aber auch festgehalten, dass der eingeleitete Prozess der kritischen Selbstbeurteilung weiterzuführen sei und nie als abgeschlossen gelten kann.

Auch die HSK konnte im Laufe des Jahres während ihrer Inspektionen im Werk sichtbare positive Auswirkungen der durchgeführten OSART-Anregungen und Empfehlungen feststellen.

4.5 Notfallbereitschaft

Im KKL wurde im Berichtsjahr im Rahmen von INEX 2 (International Nuclear Emergency Exercise 2) die Gesamtnotfallübung «FORTUNA» durchgeführt. Entsprechend wurden neben der Notfallorganisation der HSK, des Kernkraftwer-

kes KKL auch diejenigen des Kantons Aargau, des Bundes und ausländischer Stellen beübt. Beim zugrundeliegenden Szenario der Stufe INES 2 (siehe Anhang [Tabelle B2](#)) wurde angenommen, dass in der Phase I infolge eines Bruches von Turbinenläuferschaukeln im Bereich der Niederdruckturbine das Turbinengehäuse durchschlagen und beim Zwischenüberhitzer-West eine Dampfleitung sowie Kühlwasserrohre im Hauptkondensator abreißen. Dadurch barsten die Maschinenhausfenster und leicht radioaktiver Dampf mit Edelgasen, Jod und Aerosolen in Aktivitätsmengen unterhalb der Kurzzeitabgabelimite gelangte ins Freie. An der Turbine, die infolge hoher Vibrationen automatisch abgestellt wurde, wurde ein Lager und am Generator eine Dichtung zerstört. Dadurch traten Öl und Wasserstoff aus, was zu einer Explosion mit anschliessendem Brand führte. Rauch trat durch die defekten Maschinenhausfenster ins Freie und war in der Umgebung gut sichtbar.

In der Phase II der Übung wurden über einen defekten Absperrschieber in der Abgasanlage Wasserstoff und Öldämpfe in die Aktivkohlefilter des Abgassystems eingezogen, wodurch sich innerhalb von ca. 6 Stunden dort ein Brand entwickelte. Dieser führte schliesslich zu einer Druckerhöhung und Verpuffung im Abgassystem. Über eine gebrochene Messleitung gelangten grössere Mengen Edelgase und Aerosole ins offene Maschinenhaus und von dort ins Freie.

In der Phase III der Übung war die Situation radiologisch unter Kontrolle und das Maschinenhaus provisorisch abgedichtet. Auf Feldern in der Nähe des KKL wurde eine Kontamination festgestellt, die keine Massnahmen nach dem Dosis-Massnahmenkonzept erforderte, die aber Anlass gab zu Überlegungen über die Information der Bevölkerung zusammen mit Empfehlungen über Verhaltensmassnahmen.

Die Einsatzbereitschaft der Notfallorganisation und das Notfallverhalten des Personals beurteilt die HSK als gut. Die Orientierungs- und die Informationstätigkeit aller beteiligten Stellen kann noch verbessert werden. Verbesserungsmöglichkeiten werden z. Z. in Arbeitsgruppen hinsichtlich ihrer Verwirklichung geprüft.

4.6 Radioaktive Abfälle

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vergleiche [Tabelle A11](#)) lag im Berichtsjahr im Bereich der Erfahrungswerte vergangener Jahre. Ionentauscherharze wurden gemäss der entsprechenden Freigabe der HSK zusammen mit Konzentraten zementiert. Mischabfälle wurden zum PSI gebracht, wo die brennbaren Abfälle

verascht und die Verbrennungsrückstände zementiert wurden. Die dabei entstandenen Gebinde konditionierter Abfälle wurden zum KKL zurückgeführt.

Der wesentlichste Abfallgebindetyp von KKL besteht aus Pulverharzen, gemahlene Kugelharzen und Konzentraten, die zusammen zementiert werden. Die Nagra hat die Endlagerfähigkeit dieses Abfallgebindetyps geprüft und bescheinigt. Darauf basierend erteilte die HSK die entsprechende aktualisierte Freigabe. Waschwasserschlämme wurden bisher für die Verpressung vorbereitet. Zukünftig sollen diese Rohabfälle, die organisches Material enthalten, getrocknet und der Verbrennung zugeführt werden.

Verschiedene Rohabfälle werden im Hinblick auf eine spätere Behandlung in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone unkonditioniert aufbewahrt. Dies betrifft insbesondere pressbare Abfälle, welche für die nächste Kampagne gesammelt werden, sowie Korund- und Glasperlen-Abfälle, die später in der Verbrennungs- und Schmelzanlage der ZWILAG behandelt werden sollen. Die konditionierten Abfallgebände, insbesondere die gemeinsam zementierten Harze und Konzentrate, wurden routinemässig in das Zwischenlager eingelagert.

4.7 HSK-Gutachten zur Leistungserhöhung

Das KKL hatte im Sommer 1992 ein Gesuch zur Erhöhung der thermischen Nennleistung auf 3600 MW, d. h. um 14,7%, gestellt. Die Leistungserhöhung erfordert eine Änderung der Betriebsbewilligung. Die HSK hat dazu als Aufsichtsbehörde in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen dieses Gesuch detailliert überprüft, die sicherheitstechnischen Aspekte im Zusammenhang mit der beantragten Leistungserhöhung beurteilt und insbesondere auch das Risiko für die Umgebung bewertet. Aufgrund ihrer Sicherheitsüberprüfung hat die HSK keine Einwände gegen den Betrieb der Anlage Leibstadt mit 3600 MW_{th}. Die Erkenntnisse und Folgerungen dieser Beurteilung sind in einem Gutachten dargelegt, das im März 1996 fertiggestellt wurde. In dem Gutachten empfiehlt die HSK, eine allfällige Bewilligung mit Auflagen zu verbinden, die auf einen auch zukünftig sicheren Anlagenbetrieb gerichtet sind.

4.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage und die Betriebsführung im KKL können in Hinblick auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz als gut beurteilt werden. Die Häufigkeit von Vorkommnissen mit sicherheitsrelevanter Bedeutung hat sich weiter verringert. Der Ende 1996 festgestellte Brennelementdefekt zeigt, dass weiterhin Anstrengungen unternommen werden müssen, um die Brennelementintegrität dauerhaft zu gewährleisten.

Auf dem Gebiet des Strahlenschutzes konnten die Werte der Individual- und Kollektivdosen, insbesondere in Anbetracht der durchgeführten Arbeiten, recht tief gehalten werden. Ebenso waren die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung gering.

5. Zentrales Zwischenlager Würenlingen

5.1 Begutachtung

Das [Gutachten der HSK zum Zentralen Zwischenlager Würenlingen \(ZZL\) von Dezember 1995](#) wurde zusammen mit der Stellungnahme der KSA vom 6. Februar bis zum 22. April 1996 öffentlich aufgelegt. Im weiteren Verlauf des Bewilligungsverfahrens hat die ZWILAG im Hinblick auf den Bau einer Erdgashochdruckleitung in der Umgebung des ZZL und des PSI Ergänzungsberichte über die möglichen Folgen einer Gasexplosion auf die Einrichtungen des ZZL und auf die Umladestation eingereicht. Die HSK prüfte den in diesen Berichten präsentierten Sachverhalt sowie die Schlussfolgerungen der ZWILAG. Sie kam zum Schluss, dass die von der ZWILAG vorgelegten Unterlagen einen ausreichenden Nachweis erbrachten, dass keine zu unzulässigen radiologischen Folgen führende Gefährdung zu erwarten sei. Demnach waren die Forderungen im Auftragsvorschlag 13 des HSK-Gutachtens erfüllt, sodass die Aufnahme einer entsprechenden Auflage in die Bewilligung unnötig wurde.

5.2 Bewilligung und Auflagen

Gestützt auf die Begutachtung des Projektes durch die Sicherheitsbehörden stellte die ZWILAG am 30. Mai 1996 ein Begehren um Änderung des ursprünglichen Gesuches: Für die Konditionierungsanlage sowie für die Verbrennungs- und Schmelzanlage sei lediglich die Baubewilligung (inkl. nichtnukleare Inbetriebnahme) zu erteilen. Damit verzichtete die ZWILAG auf die gleichzeitige Erteilung der Bau- und der Betriebsbewilligung für diese Anlage.

Der Bundesrat erteilte am 21. August 1996 die Bewilligung in dem gemäss dem geänderten Gesuch beantragten Umfang und wies die erhobenen Einsprachen ab. Die Bewilligung wurde an eine Reihe von Auflagen geknüpft, deren 22 die nukleare Sicherheit, den Strahlenschutz und die Aufsicht durch die HSK während des Baus und des Betriebes der Anlage betreffen.

5.3 Aufsicht über die Erstellung

Gemäss der Bewilligung vom 21. August 1996 sind die Detailplanung und die Ausführung der Bauten der Aufsicht der HSK unterstellt. Für die einzelnen Bauteile sind von der ZWILAG Baufreigaben der HSK einzuholen, die nach Prüfung der eingereichten Nachweise und Pläne auf Vollständigkeit und Richtigkeit erteilt werden. 1996 wurde der Bau der untersten Stockwerke der verschiedenen Gebäude freigegeben.

Für die Montage von sicherheitsrelevanten Systemen und Komponenten sind ebenfalls Freigaben der HSK notwendig. Solche Montagefreigaben werden erst 1997 und in den folgenden Jahren notwendig.

Seit Anfang der Bauarbeiten für das ZZL wurden ferner von bzw. im Auftrag der HSK regelmässig Inspektionen der Baustelle durchgeführt.

5.4 Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

Die Abfälle, die bei der Wiederaufarbeitung von abgebrannten schweizerischen Brennelementen bei COGEMA in Frankreich oder bei BNFL in Grossbritannien entstehen, müssen zurückgenommen werden. Sie werden dann zumal ins ZZL zur Zwischenlagerung überführt. Die Spezifikationen der zurückzunehmenden Abfälle wurden von der HSK geprüft und mit Auflagen akzeptiert.

Bei COGEMA wird schweizerischer Brennstoff in der Anlage UP3 routinemässig aufgearbeitet. Produktionsberichte der COGEMA zeigen, dass die Menge der entstehenden Abfälle kleiner ist, als gemäss den Spezifikationen zu erwarten war. Verglaste hochaktive Abfälle stehen für die Rückführung in die Schweiz bereit. Die entsprechende THORP-Anlage bei BNFL ist 1995 in Betrieb gegangen; es wurde dort aber noch kein schweizerischer Brennstoff aufgearbeitet.

Es sind bisher noch keine Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in die Schweiz zurückgeführt worden. Vorgängig müssen nämlich die entsprechenden Lagerhallen des ZZL erstellt und in Betrieb genommen werden. Parallel zur

Erstellung des ZZL werden von den Kernkraftwerkbetreibern die übrigen Auflagen in den Entschieden zu den Vorabklärungsgesuchen abgearbeitet. Der Schwerpunkt wird dabei auf die Erfüllung der Voraussetzungen für die Rückführung der verglasten hochaktiven Abfälle von COGEMA gelegt. Ende 1996 hat die HSK diesbezüglich eine Bilanz gezogen. Die Kernkraftwerkbetreiber haben gemeinsam die Beschaffung von Transport- und Lagerbehältern in Angriff genommen.

6. Paul Scherrer Institut (PSI)

6.1 Das PSI in Villigen und Würenlingen

In diesem Bericht wird das Paul Scherrer Institut mit seinen beiden Arealteilen PSI-Ost (Gemeindegebiet Würenlingen) und PSI-West (Gemeindegebiet Villigen) betrachtet. Die Aufsicht der HSK umfasst sechs Kernanlagen (im Sinne des Atomgesetzes von 1959) auf dem Areal Ost und alle anderen Einrichtungen auf beiden Arealteilen, sofern sie Strahlenschutzaspekte entsprechend dem Strahlenschutzgesetz von 1991 tangieren.

Im Vordergrund der HSK-Aufsichtstätigkeit standen im Berichtsjahr die Beschleunigeranlagen mit der Spallations-Neutronenquelle SINQ, die im Dezember 1996 den ersten Testbetrieb absolvierte. Im weiteren wurden die Reaktoranlage PROTEUS, das Hotlabor, der stillgelegte Forschungsreaktor DIORIT und der nicht mehr in Betrieb stehende Forschungsreaktor SAPHIR, das Radioaktive Abfallwesen und das Bundeszwischenlager BZL beaufsichtigt. In den Anlagen für medizinische Strahlenanwendung wurde die Aufsicht gemeinsam mit dem BAG wahrgenommen. Für die Radiopharmazie-Einrichtungen ist die HSK Aufsichtsbehörde nach dem Strahlenschutzgesetz.

6.2 Forschungsreaktoren

6.2.1 PROTEUS

Im Forschungsreaktor PROTEUS wurden 1996 die Forschungsarbeiten am HTR-Kugelhaufen (Hochtemperaturreaktor-Brennstoff) abgeschlossen. Darüber hinaus benutzten mehrere Experimentatoren aus anderen Fachbereichen den Reaktor als Neutronenquelle für Neutronenradiographie, Kalibration von Neutronendosimetern und Detektortests. Der PROTEUS war 1996 nach Abschaltung des SAPHIR die einzige derzeit verfügbare Reaktor-Neutronenquelle am PSI. Während 710 Betriebsstunden wurden 50 Fluss-Stunden ($\Phi \geq 1 \cdot 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) erreicht.

Die Anlage PROTEUS nahm 1996 am IAEA-Projekt «Remote Monitoring System» teil, das die satellitengebundene Bildübertragung aus dem Kernbrennstofflager für Zwecke der Spalt-

stoff-Kontrolle (Nonproliferation) durch internationale Organisationen zum Ziele hat.

Die Kollektivdosis wurde im Jahr 1996 zu 12,5 Personen-mSv bestimmt. Der Betrieb der Anlage erfolgte störungsfrei und ohne meldepflichtiges Ereignis.

6.2.2 SAPHIR

Der Forschungsreaktor SAPHIR befindet sich im abgeschalteten und konsolidierten Zustand. In der Anlage werden Kernbrennstoffe gelagert. Die Absicht des PSI, den SAPHIR einer Stilllegung und anderweitigen Gebäudenutzung zuzuführen, wurde im Verlaufe des Jahres 1996 vorangetrieben. So gelang es, den abgebrannten Kernbrennstoff zu einem Teil an das Ursprungsland USA zurückzugeben und zum anderen Teil die Rückführung vorzubereiten. Der Aufbau einer neuen Leitstelle als Ersatz für den abgebauten Kommandoraum ermöglicht nun eine sichere und kostengünstige Überwachung der abgestellten Anlage. Eine Reihe von wertvollen Komponenten (äusserer Primärkühlkreislauf, Neutronenflussinstrumentierung, Steuerstabantriebe, Reaktorsteuerungs- und -schutzsystem) konnten im Jahr 1996 an das Reaktorforschungszentrum Otwock-Swierk in Polen abgegeben werden.

Heute steht fest, dass die Kernanlage SAPHIR noch für einige Jahre als Lager für unbestrahlte Kernbrennstoffe weiterverwendet werden wird. Trotz Personalabbau ist die Überwachung der konsolidierten Anlage und des Kernbrennstofflagers durch genügend Personal sicherzustellen.

Anlagespezifisch wird für 1996 eine Kollektivdosis von 3,6 Personen-mSv ausgewiesen. Im Berichtszeitraum waren im SAPHIR keine meldepflichtigen Ereignisse zu verzeichnen.

6.2.3 DIORIT

Im Berichtsjahr wurden im DIORIT-Gebäude das Aktiv-Beizlabor fertiggestellt, ein Aluminium-Schmelzofen installiert und der Aktivdemontageraum als Bestandteil einer Entsorgungsstrasse für die Abbruchphase der inneren Reaktorkomponenten aufgebaut. Die eigentlichen Abbrucharbeiten an dem abgestellten Reaktor wurden 1996 nicht fortgeführt.

Das DIORIT-Gebäude wird derzeit von 48 Mitarbeitern mehrerer Forschungsgruppen als

Büro- und Experimentierareal genutzt. Die Kollektivdosis des Personals für den Rückbau (drei Personen) betrug im Jahr 1996 nur 0,6 Personen-mSv. Meldepflichtige Ereignisse waren im Berichtszeitraum nicht zu verzeichnen.

6.3 Beschleuniger, Protonenstrahlführung und Experimentierareale

Mit 86% Verfügbarkeit der Anlagen konnte ein stabiler und sicherer Betrieb der PSI-Beschleunigeranlage geführt werden. Nachdem sowohl für die Spallations-Neutronenquelle wie auch für die medizinischen Anwendungen ein unterbrechungsarmer Protonenstrahl benötigt wird, hat die Betriebsmannschaft mit Erfolg versucht, die Strahlunterbrechungen zu minimieren. Der Betrieb des Injektors I (variable Energie) während ca. 5270 Stunden für Experimente (Nuclear Spectroscopy, Radiochemie, Materialforschung) und medizinische Anwendungen (OPTIS) verlief störungsfrei und zeigte zudem eine zufriedenstellende Integration in den Beschleunigerbetrieb. Der Betrieb des Injektors II (72 MeV) erfolgte während 5630 Stunden. Das 600 MeV-Ringzyklotron stand im Berichtsjahr während 5470 Stunden in Betrieb und erreichte Mitte des Jahres Wochenmittelwerte des Protonenstrahlstroms von 1,4 mA. Die für Streustrahlung und Aktivierung massgeblichen Strahlverluste konnten, bezogen auf den hohen Strahlstrom, in Grenzen gehalten werden.

Der Betrieb der Beschleunigeranlage mit ihren Experimenten, in die nach wie vor sehr viele interne und externe Forschungsgruppen involviert sind, erfolgte ohne Zwischenfälle.

An der Beschleunigeranlage des PSI (mit Ausnahme der Radiopharmazie und der medizinischen Anwendungen) ergab sich 1996 für 185 PSI-Angestellte eine Kollektivdosis von 74,0 Personen-mSv wobei einige Personen neben ihrer Tätigkeit am Beschleuniger auch in anderen radiologischen Arbeitsbereichen des Instituts beschäftigt waren. Für die ca. 300 in- und ausländische Experimentatoren wurde im gleichen Zeitraum eine Dosis von 66,1 Personen-mSv ermittelt.

6.3.1 Spallations-Neutronenquelle (SINQ)

Der weitere Aufbau der Anlage in den bereits vor Jahren errichteten Hallen konnte im Berichtsjahr abgeschlossen werden. Zu Testzwecken wurde die SINQ im Dezember 1996 erstmals für 2 Tage in Betrieb genommen. Für

14 Mitarbeiter der Anlage wurde 1996 eine Kollektivdosis von 2,1 Personen-mSv gemessen.

6.3.2 Anlagen für medizinische Anwendungen (PET, OPTIS, Protonentherapie) und Radiopharmazie (LRP)

Das Bundesamt für Gesundheit (BAG) und die HSK koordinieren ihre Aufsichtsfunktionen für medizinische Strahlenanwendungen am PSI. Während das BAG ausschliesslich die Anwendung der Strahlenquellen am Menschen behandelt, ist die HSK für die anderen Aspekte des Strahlenschutzes, insbesondere für den operationellen Strahlenschutz, zuständig.

Die Forschungstätigkeit des Positronen-Emissions-Tomographie-Programms (PET) im PSI konzentrierte sich auf Neurowissenschaften und Neuroonkologie. Ähnlich wie in den Vorjahren wurden die Radioisotope F-18, C-11, O-15, Fe-52, I-124 und Br-76 als Tracer an Menschen und an Tieren appliziert.

Mit der OPTIS-Einrichtung wurden im Berichtsjahr 236 an Augenmelanomen erkrankte Patienten radiotherapeutisch behandelt. Die neue 200 MeV-Protonen-Therapieanlage, die der Behandlung tiefliegender Tumore mit Protonen dient, konnte den Probetrieb aufnehmen. Neben der Behandlung von mehreren Tierpatienten konnte auch eine erste Humanbestrahlung vorgenommen werden. Wie vorgesehen erfolgte 1996 eine weitere Reduktion der produzierten Aktivitätsmengen des Laboratoriums für Radiopharmazie (LRP). Im Berichtszeitraum wurden vorwiegend nur noch Radioisotope für die eigene Forschung sowie für die PSI-eigenen online Anwendungen (PET) hergestellt. Eine Ausnahme davon bildete die Fluor-Desoxyglycose-Produktion.

Für das Personal der Radiopharmakaproduktion und der medizinischen Anwendungen, 95 Personen, ergab sich im Jahr 1996 eine Kollektivdosis von 34,3 Personen-mSv. In diesem Jahr war im LRP ein meldepflichtiges Ereignis zu verzeichnen (siehe dazu 6.7.1).

6.4 Hotlabor

Das Hotlabor ist heute die grösste Kernanlage des PSI. Es betreibt seit seiner Gründung anfangs der Sechzigerjahre gleichermassen Grundlagenforschung wie angewandte Forschung auf dem Gebiet der Materialtechnologie. Diese PSI-Einrichtung ist für die Handhabung aller gängigen Typen und Quantitäten radioaktiver Stoffe (Kernbrennstoffe und aktivierte Materialien) ausgerüstet. Für Analysen

stehen eine Reihe moderner, vorwiegend fernbedienbarer Instrumente zur Verfügung, die im Berichtsjahr durch weitere Geräte ergänzt wurden.

In den Jahren 1995 und 1996 wurde der aus der Zeit der Erstinbetriebnahme stammende Sicherheitsbericht völlig neu überarbeitet und der HSK zur Begutachtung übergeben. Daraus abzuleitende Sofortmassnahmen zur Verbesserung des Brandschutzes konnten ebenso verwirklicht werden wie die Einführung moderner Kontaminationskontrollmessgeräte. Die von der Aufsichtsbehörde verlangte Aufarbeitung plutoniumhaltiger flüssiger Abfälle konnte zwar nicht wie geplant abgeschlossen werden, ist aber weit fortgeschritten (siehe dazu auch 6.5.1). Darüber hinaus wurden signifikante Mengen alpha-kontaminierten Laborabfalls konditioniert und umfassend dokumentiert, was zu einer bemerkenswerten Entspannung in den betriebseigenen Abfallzwischenlagern führte. Der Betrieb der Anlage Hotlabor hatte im Berichtsjahr ein Ereignis nach HSK-R-25 an die Aufsichtsbehörde zu melden (siehe dazu 6.7.3). Für die 68 dosimetrisch überwachten Hotlabor-Mitarbeiter ergab sich im Jahr 1996 eine Kollektivdosis von 93,5 Personen-mSv, bei einer höchsten Individualdosis von 8,3 mSv.

6.5 Behandlung radioaktiver Abfälle

Bei der Behandlung von Abfällen aus Forschungseinrichtungen des Bundes und der Kantone sowie aus dem Bereich Medizin und Industrie und teilweise auch aus den schweizerischen Kernkraftwerken werden im PSI vielfältige Abfallsorten bearbeitet. Grosse Anstrengungen wurden darauf verwendet, die sehr unterschiedlichen Abfälle in Abfalltypen zu charakterisieren und die gesamte Nuklidzusammensetzung zu bestimmen. Umfangreiche Aktivierungsberechnungen wurden durchgeführt und Proben von Rohabfällen mit aufwendigen Methoden analysiert.

Für acht Abfalltypen, vorwiegend aus dem Hotlabor, hat das PSI im Jahre 1996 die nach den heutigen Richtlinien erforderlichen Spezifikationen ausgearbeitet. Für fünf dieser Abfalltypen hat die NAGRA die Endlagerfähigkeitsbescheinigung in Sinne ihres Abnahmereglements zur Übernahme radioaktiver Abfälle ausgestellt; die HSK hat davon bis Ende 96 vier Abfalltypen zur Produktion freigegeben.

Am 8. Juli 1996 trat die neue *Verordnung über die ablieferungspflichtigen radioaktiven Abfälle* (SR 814.557), die sich auf die Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994 abstützt, in Kraft. Daraufhin fand eine Schulung insbesondere

über die PSI-Deklarationsvorschriften der Abfälle für Vertreter aus allen Betrieben des BAG/SUVA-Bereichs statt. Aufgrund dieser Massnahmen ist davon auszugehen, dass zukünftig Zwischenfälle z. B. wegen falscher oder nachlässiger Deklaration weitgehend vermieden werden können. Die üblicherweise jährlich durchgeführte landesweite Sammelaktion ablieferungspflichtiger Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung fand Ende 1996 statt.

In Betrieben der Entsorgungsanlagen des PSI wurde für 1996 eine Kollektivdosis von 41,1 Personen-mSv ermittelt. Die höchste Individualdosis lag bei 9,3 mSv. In den Anlagen und Einrichtungen des radioaktiven Abfallwesens war im Berichtszeitraum ein Ereignis nach HSK-R-25 zu verzeichnen (siehe dazu 6.7.4).

6.5.1 Verfestigung flüssiger radioaktiver Abfälle

Im Vordergrund stand die Entsorgung der plutoniumhaltigen Abfälle. Bis Ende 1996 wurden im Hotlabor (siehe auch 6.4) mit dem sogenannten FIXBOX-Verfahren 1750 Ein-Liter-Gebinde qualitätsgeprüft hergestellt in denen insgesamt ca. 100 g Plutonium endlagerfähig konditioniert wurden. Obwohl die Produktion dieser Kleingebinde programmgemäss und zügig durchgeführt wurde, konnte die Verarbeitung der in der Vergangenheit akkumulierten Abfälle nicht wie vorgesehen im Jahre 1996 abgeschlossen werden. Allerdings konnten alle älteren Abfälle vollständig konditioniert werden. Die Verarbeitung der nunmehr noch vorhandenen, gut verpackten und genau deklarierten plutoniumhaltigen Abfälle des Hotlabors soll bis September 1997 abgeschlossen werden.

6.5.2 Verbrennungsanlage und Abfall-Labor

In der Verbrennungsanlage VVA, die dem Abfall-Labor angeschlossen ist, wurden während 136 Betriebstagen in den zwei Verbrennungskampagnen Nr. 34 und Nr. 35 insgesamt 54 t radioaktiver Abfall aus Schweizer Kernkraftwerken und dem PSI verbrannt. Dabei wurden die Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung aus den Sammelaktionen des BAG zurückgestellt. Die Verbrennungsrückstände (Asche) und die bei der Rauchgasreinigung anfallenden keramischen Filterkerzen wurden in 28 typenspezifizierten Abfallgebinden mit Zementmörtel konditioniert.

Die Kollektivdosis der in der Verbrennungsanlage tätigen Mitarbeiter konnte um 50% gesenkt werden, nachdem zusätzliche Abschirmungen errichtet und eine umfangreiche Reparatur an der Keramikausmauerung des Ofens vorgenommen wurde. Zudem konnte durch Neueinstellung von qualifiziertem Personal der Aus-

bildungsstand des Betriebspersonals gesteigert werden, so dass die Anzahl der durch Betriebsstörungen verursachten Interventionen reduziert und die Service-Einsatzzeiten verkürzt werden konnten. Entsprechend verminderte sich auch die Anzahl der Pikett-Einsätze.

Im Abfall-Labor des PSI werden radioaktive Abfälle aus dem Verantwortungsbereich des Bundes (ganze Schweiz) verarbeitet. Ein Schwerpunkt des Jahres 1996 bestand in der Verpressung von festen plutoniumhaltigen Abfällen aus dem Hotlabor. Die produzierten Presslinge wurden in 31 Abfallgebinden mit Typenspezifikation konditioniert.

6.5.3 PSI-West

Die Abklärungen zur Charakterisierung der aus dem Betrieb der Beschleuniger aktivierten Rohabfälle sind soweit vorangekommen, dass ein von der Nagra grundsätzlich akzeptiertes Nuklidinventar für den Beam-Dump¹, der schon im Jahr 1990 von seinem Einbauort entfernt wurde, berechnet werden konnte. Während der für anfangs 1997 vorgesehenen Konditionierung des 60t schweren Abfallgebindes sollen noch Bohrproben entnommen und nuklidspezifisch untersucht werden.

6.5.4 Materialfreigaben

In den kontrollierten Zonen des PSI sind wieder beträchtliche Mengen nicht aktivierter bzw. nicht kontaminierter Materialien angefallen, die nicht mehr benötigt wurden. Im Berichtsjahr wurden von der HSK ca. 57t Altmaterial aus dem überwachten Bereich zur uneingeschränkten Weiterverwendung als inaktiv freigegeben, unter denen ein alter Experimentiermagnet mit einer Masse von 36t, vorwiegend Stahl, zu erwähnen ist.

6.6 Lagerung radioaktiver Abfälle

6.6.1 Bundeszwischenlager

Das Bundeszwischenlager (BZL) ist seit 1992 im routinemässigen Einlagerungsbetrieb und inzwischen bis zu ca. $\frac{1}{3}$ gefüllt. Zum Jahresende 1996 lagerten in dieser BZL-Halle 3366 konditionierte Standard-Fässer (200 Liter) und 24 Container (je 4,5m³) mit unkonditionierten, festen Abfällen aus dem PSI-West. Im Verlaufe des Berichtsjahres wurden im BZL Transportbehälter, die mit abgebrannten Brennelementen aus dem Forschungsreaktor SAPHIR beladen waren, zeitlich befristet aufbewahrt.

¹ Strahlfänger für den Protonenstrahl

6.6.2 Weitere Lager im PSI-Ost

Die Lagerhallen A, B, C, der Stapelplatz und der Umschlagplatz werden für kurze und mittelfristige Lagerung von schwach- und mittelaktivem Abfall vor oder nach der Konditionierung benutzt. Das Inventar dieser Lager unterliegt starken Schwankungen. Die zur Verbrennung bestimmten Rohabfälle aus den schweizerischen Kernkraftwerken werden in Teilmengen angeliefert und bleiben nur kurzfristig am Umschlagplatz. Die unkonditionierten radioaktiven Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung aus der Sammelaktion 1996 und die Restbestände aus früheren Sammelaktionen des BAG werden bis zu ihrer Verarbeitung in den Lagerhallen A und B aufbewahrt, wo sie Ende 1996 in 155 Abfallgebinden unterschiedlicher Grösse lagern. Am Jahresende wurden in der Lagerhalle C und im Stapelplatz 216 mit Zementmörtel konditionierte Abfallgebinde à 200 Liter Inhalt, einige davon in Abschirmungen, aufbewahrt. In der Lagerhalle B werden die abgebrannten Brennelemente des Forschungsreaktors DIORIT in einem Lagerbehälter vom Typ CASTOR zwischengelagert.

6.6.3 Stapelplatz PSI-West

Der temporäre Stapelplatz auf dem West-Areal, in dem, zeitlich auf fünf Jahre beschränkt, eine Lagerung von Beschleunigerabfällen in Betoncontainern erfolgt, wurde in Betrieb genommen. Im Berichtsjahr wurden 14 Betoncontainer mit unkonditionierten Abfällen eingelagert.

6.7 Besondere Vorkommnisse

Im Berichtsjahr traten am PSI vier meldepflichtige Ereignisse der Klasse B entsprechend der [HSK-Richtlinie R-25](#) auf, die im Anhang, [Tabelle A3](#), zusammengestellt sind.

6.7.1: Im März 1996 kam es in einem Arbeitsraum des LRP, PSI-West, zu einem Kontaminationszwischenfall mit dem Jod-Isotop 123, da von der betroffenen Person die Betriebsvorschriften in mehreren Punkten missachtet wurden.

6.7.2: Schon vor Jahren wurde ein inwendig kontaminiertes, tragbares Analysegerät mit ungenügenden begleitenden Massnahmen aus einer kontrollierten Zone des PSI-Ost in ein Inaktiv-Labor gebracht. Seine leichte innere Kontamination blieb lange unentdeckt und hatte auch keine Auswirkungen. Als im Spätherbst 1995 eine Reparatur notwendig wurde, verliess das Gerät das Institutsgelände ohne weitere Hinweise via CH-6304 Cham nach D-72218 Wildberg-Sulz, wo ein Bestandteil

ausgebaut wurde. Erst bei der Herstellerfirma des Gerätes (ANATEL) in Colorado, USA, wurde die Kontamination der ausgebauten Messzelle mit ca. 200kBq Co-60 erkannt und dem PSI mitgeteilt. Die Arbeitsplätze, an denen das Gerät geöffnet worden war, wurden umgehend dekontaminiert.

6.7.3: Durch unachtsames Öffnen einer ungenügend bezeichneten Büchse bei Aufräumungsarbeiten im Hotlabor wurden vier Mitarbeiter in einen Kontaminationszwischenfall verwickelt, bei dem eine Person Americium-241 mit einer Folgedosis von 2,8mSv inkorporiert hat.

6.7.4: Anlässlich einer im Abfalllabor des PSI-Ost durchgeführten unzureichend vorbereiteten Umpack-Aktion von bereits früher konditionierten Tritium- und Americium-Abfällen aus der nichtnuklearen Industrieproduktion kam es im Herbst 1996 zu einer unkontrollierten Tritium-Abgabe an die Umgebung, deren Gesamtaktivität jedoch deutlich unter der Kurzzeitabgabelimite für das PSI lag. Die Arbeiten wurden daraufhin sofort unterbrochen. Bei vier Mitarbeitern, die die Umpack-Aktion durchführten, konnte eine geringfügige Tritiuminkorporation nachgewiesen werden.

6.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

6.8.1 Strahlenschutz

Im gesamten PSI wurde im Berichtsjahr eine Strahlendosis von 430 Personen-mSv (1995: 540 Personen-mSv) akkumuliert. Davon im PSI-West 250 und im PSI-Ost 180 Personen-mSv. Die höchste Einzeldosis, betrug 9,3mSv (1995: 11,1mSv). Wie im Vorjahr wurden keine neuen, grösseren dosisintensiven Arbeiten aufgenommen und die Isotopenproduktion wurde weiter reduziert.

Für die Abteilung Strahlenhygiene selber resultierte 1996 eine Kollektivdosis von 22 Personen-mSv (1995: 21 Personen-mSv). Nähere Angaben der Dosen sind in den [Abschnitten 6.2 bis 6.7](#) sowie in den [Tabellen A4 bis A10](#) und in [Figur A6](#) enthalten.

Was den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt betrifft wurden die Abgabelimite an allen Abgabestellen des PSI für alle Nuklide und Nuklidgruppen eingehalten. Unter ungünstigen Annahmen ergab sich eine Dosis für die meistbetroffenen Personen in der Umgebung von ca. 0,002mSv pro Jahr für Aerosole aus der Verbrennungsanlage resp. 0,004mSv pro Jahr für Edelgase aus der zentralen Abluft des PSI-West.

Das im Berichtszeitraum in der Abteilung Strahlenhygiene des PSI eingeführte Qualitätsmanagementsystem diente als organisatorische Grundlage nach ISO 9000 für die erfolgreich verlaufene Akkreditierungsbegutachtung der Dosimetrie, der Radioanalytik, der Eichstelle sowie des Betriebsstrahlenschutzes nach EN 45001/4 durch das Eidg. Amt für Messwesen.

6.8.2 Personal und Organisation

Die geplante Stilllegung des SAPHIR führte im Berichtszeitraum noch einmal zu einer Reduktion des Bestandes an lizenziertem Personal dieser Anlage. Er betrug Ende 1996 zwei Reaktorchefs und zwei Schichtleiter und liegt nach Ansicht der HSK weiterhin an der unteren zulässigen Grenze für eine ordnungsgemässe Überwachung von Anlage und Lager. Der Bestand an lizenziertem Personal am PROTEUS hat sich ebenfalls verringert und umfasste zum Jahresende 1996 noch zwei Reaktorphysiker und zwei Reaktortechniker. Zwei Personen besuchten den Strahlenschutz-Chefkontrolleur-Kurs und legten mit Erfolg die Prüfung ab.

Eine neue Organisationseinheit, die sich mit radioaktiver Abfallentsorgung und deren praktischer Umsetzung beschäftigt, war 1996 in Umrissen erkennbar. Diese Entwicklung entspricht einer mehrfach geäusserten Forderung der HSK und es darf erwartet werden, dass diese Einheit im Jahr 1997 voll funktionsfähig wird.

6.8.3 Notfallübungen

Die PSI Notfallübung «GERHARD» nahm einen Brand von Lösungsmitteln im Bereich des Hotlaborpavillons und Hotlabortraktes an, wobei davon auszugehen war, dass mehrere Personen verletzt und kontaminiert wurden. Bei einem Mitarbeiter wurde postuliert, dass die Verletzungen so gravierend seien, dass eine Spitaleinweisung notwendig werde. Mit einem Helikopter wurde diese durchgeführt, damit auch die logistischen Aspekte geübt werden konnten.

Die PSI-Notfallorganisation hat in dieser sehr anspruchsvollen Übung ihre Alarmierungs-, Funktions- und Einsatzbereitschaft ausgewiesen. Erste Massnahmen zur weiteren Verbesserung der Einsatzbereitschaft wurden vom PSI ergriffen, insbesondere eine vermehrte und gezielte Ausbildung der Einsatzkräfte.

6.8.4 Zusammenfassung

Der Zustand der PSI-Anlagen kann für das Berichtsjahr als gut bezeichnet werden. Bei der Beurteilung des Betriebes der von der HSK zu beaufsichtigenden Anlagen waren vier melde-

pflichtige Ereignisse der Klasse B zu verzeichnen. Nach Meinung der HSK sind die genannten Vorfälle nahezu ausschliesslich auf menschliche Fehler oder Unzulänglichkeiten zurückzuführen. Sowohl die am PSI noch betriebenen Kernanlagen als auch die anderen, unter die Strahlenschutzgesetzgebung fallenden Einrichtungen, erfordern von den Verantwortlichen und der Betriebsmannschaft ein hohes Mass an Sicherheitsbewusstsein, um Unfälle und Zwischenfälle zu vermeiden. Gerade in einer Zeit, in der wegen der Aufnahme neuer Grossprojekte und wegen zunehmender Knappheit an Personal und Sachmitteln der Aufwand für die Sicherheit kritisch untersucht wird, ist das Kader aufgefordert, dem Sicherheitsdenken erhöhte Aufmerksamkeit zu schenken. Die HSK konnte sich in Gesprächen mit dem PSI und bei Inspektionen davon überzeugen, dass der Sicherheit von Personal und Umwelt Beachtung geschenkt wird.

7. Weitere Kernanlagen

7.1 Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL)

Der Forschungsreaktor CROCUS stand 1996 während 558 Stunden für Lehrzwecke (Reaktorphysik) dem Praktikumsunterricht von Studierenden der EPFL, der Ingenieurschulen Genf (EIG) und Fribourg (EIF) zur Verfügung. Die PSI-Reaktorschule nutzte die Anlage für das Thema Reaktorkinetik. Im Berichtszeitraum wurden 116,44 Wh thermische Energie erzeugt.

Von den anderen Teilen der Kernanlage des «Institut de Génie Atomique» dient die Moderatoranordnung um eine Neutronenquelle (CARROUSEL) den Vorbereitungen von Praktikumsarbeiten der Studierenden zur Reaktorphysik. Die Anlage LOTUS, eine beschleunigergetriebene unterkritische 14 MeV-Neutronenquelle, wurde im Jahr 1996 nicht in Betrieb genommen, nachdem eine Reparatur des Kühlkreislaufs durchzuführen war.

Der Betrieb aller Anlagen und des Laboratoriums mit einem Arbeitsbereich des Typs B erfolgte störungsfrei. Die Kollektivdosis der 11 Personen, die an den Kernanlagen des Instituts tätig sind, wurde 1996 mit 0,5 Personen-mSv bestimmt. Die Abgaben über den Luft- oder Abwasserpfad, inklusive Tritium, waren auch 1996 unbedeutend.

7.2 Universität Basel

Der kleine Schwimmbadreaktor vom Typ AGN-211-P im Untergeschoss des Instituts für Physik der Universität Basel kam 1996 bestimmungsgemäss für Unterrichtszwecke, nämlich das Radiochemie- und das Radiophysikpraktikum zum Einsatz. Zur Zeit stehen in der Schweiz nur noch zwei kleine Anlagen (diese und CROCUS) für die Ausbildung zur Verfügung, wobei die Reaktorschule des PSI (siehe auch 12.2) und die HTL Brugg-Windisch viele ihrer Reaktorpraktika in Basel durchführen. Der Reaktor war dafür während 63,5 Stunden (1 kW Normstunden) in Betrieb, wobei die bewilligte Wochenlimite von 30 kWh zu höchstens 18% ausgenutzt wurde.

Die Kollektivdosis des aus fünf Personen bestehenden Reaktorpersonals wurde im

Jahr 1996 zu 0,7 Personen-mSv bestimmt. Der Betrieb der Basler Atomanlage erfolgte störungsfrei und ohne meldepflichtige Ereignisse nach [HSK-R-25](#).

7.3 Versuchsatomkraftwerk Lucens (VAKL)

Der grösste Teil der unter- und oberirdischen Anlagen des Versuchsatomkraftwerks Lucens ist seit dem formellen Bundesratsbeschluss vom 12. April 1995 nicht mehr dem Atomgesetz unterstellt. Das Areal ist heute im Besitz des Kantons Waadt. Eine kleine Parzelle davon, auf der metallische Behälter mit radioaktiven Abfällen aus der verunfallten und in der Folge stillgelegten Anlage gelagert werden, bildet noch eine Kernanlage. Diese Behältnisse unterstehen deshalb weiterhin der Aufsicht durch die HSK. Die Abfallbehälter sollen solange auf dem Werksareal von Lucens verbleiben, bis sie der-einst in das zur Zeit im Bau befindliche Zentrale Zwischenlager in Würenlingen (ZWILAG) überführt werden.

Der Bundesrat hat in seinem Beschluss von 1995 festgehalten, dass die Sektion Überwachung der Radioaktivität (SUeR) des Bundesamtes für Gesundheit (BAG) die Anlage noch während dreissig Jahren radiologisch zu überwachen hat. Die SUeR ist für die radiologische Überwachung der gesamten Schweiz mit Ausnahme der Kernanlagen zuständig.

Die eine noch verbleibende Person der Überwachungsgruppe, die als beruflich strahlenexponiert gilt, hat 1996 während der Kontrollgänge eine Ganzkörperdosis von 1,01 mSv akkumuliert.

8. Endlagerung radioaktiver Abfälle

8.1 SMA-Endlager Wellenberg

Im Februar 1996 hat die Genossenschaft für Nukleare Entsorgung Wellenberg (GNW) einen Zusatzbericht eingereicht, in welchem die Aussagen im Gesuch um die Rahmenbewilligung für das Endlager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) am Wellenberg anhand der Resultate der letzten Standortuntersuchungen überprüft sind. Die HSK hat diese Resultate in ihrer Begutachtung des Projektes berücksichtigt. Ihrer Ansicht nach lassen die heutigen Kenntnisse erwarten, dass ein SMA-Endlager am Standort Wellenberg unter Gewährleistung des notwendigen Schutzes von Mensch und Umwelt eingerichtet werden kann. Die HSK hat keine Einwände gegen die Erteilung der nachgesuchten Rahmenbewilligung. Sie empfiehlt, eine allfällige Bewilligung mit drei Auflagen zu verknüpfen, welche den Gesuchsteller im Hinblick auf spätere Bewilligungsschritte zu ergänzenden Standort- und Sicherheitsabklärungen verpflichten. Das Gutachten der HSK wurde am 11. Juli 1996 zusammen mit der Stellungnahme der KSA veröffentlicht.

Die abschliessende Auswertung der bisherigen Standortuntersuchungen (Phase 1) ist bei der Nagra noch im Gange. Sie soll anfangs 1997 zu einer erdwissenschaftlichen Gesamtsynthese führen. Parallel dazu wird die Explorationsstrategie für die allfällige untertägige Erkundung verfeinert. In der Berichtsperiode hat die aus Vertretern von Bund, Kanton und Gemeinde bestehende Aufsichtskommission über die Sondierungen am Wellenberg eine Sitzung im Januar abgehalten.

8.2 Endlager für hochaktive Abfälle: Vorbereitende Handlungen

Die 1995 gebildete Arbeitsgruppe Kristallin Nordschweiz, der Experten der Nagra, der KNE und der HSK angehörten, hat im Juni ihren Schlussbericht abgegeben. Diese Arbeitsgruppe hatte die Aufgabe, ein Konzept für die weiteren Untersuchungen im Kristallin im Hinblick auf die Endlagerung der hochaktiven Abfälle im Konsens zu erarbeiten. Sie erachtet es als sinnvoll, dass weiterhin parallele Programme in Kristallingestein und in Opalinuston verfolgt werden. Sie sprach

sich für die Erkundung des kristallinen Grundgebirges der sogenannten Vorwaldscholle in der Region von Mettau im nördlichen Aargau aus. Vorerst soll eine Seismikkampagne durchgeführt werden; anschliessend sollen an einem oder mehreren Standorten Vertikal- und Schrägbohrungen abgeteuft werden.

Gemäss dem erreichten Konsens hat die Nagra Ende 1996 in der Region um Mettau reflexionsseismische Aufnahmen durchgeführt. Aus den Resultaten dieser Messungen sollen ein oder mehrere Standorte für Tiefbohrungen festgelegt werden. Der Regierungsrat des Kantons Aargau hat für diese Untersuchungen eine Begleitkommission eingesetzt, in welcher die HSK mitwirkt.

In den bestehenden Tiefbohrungen in das kristalline Grundgebirge der Nordschweiz laufen die Langzeitbeobachtungen weiter. Im August wurde die jährliche gemeinsame Sitzung der entsprechenden Aufsichtskommissionen durchgeführt. Das Haupttraktandum bildete die bevorstehende Verfüllung von Tiefbohrungen. Die HSK hat die Anforderungen an die Verfüllung im Dezember bekannt gegeben. Auf dieser Grundlage wird die Nagra die Verfüllung von drei nicht weiter benötigten Tiefbohrungen (Riniken, Schafisheim und Siblingen) planen.

Für die am 15. Mai 1996 vom Bundesrat bewilligte Sondierbohrung Benken wurde eine Koordinationskommission nach dem Muster der früheren Aufsichtskommissionen gebildet. Diese traf sich im Dezember zu einer ersten Sitzung, anlässlich welcher sie sich über die im Frühjahr 1997 vorgesehenen Seismikuntersuchungen und über Massnahmen zur Kontrolle des Grundwassers informierte. Die HSK hat das Arbeitsprogramm der Bohrung geprüft und bereits im August freigegeben.

In Felslaboratorien werden begleitende Untersuchungen und Versuche durchgeführt, die von der HSK mitverfolgt werden. Im Felslabor Grimsel wurde insbesondere das Experiment FEBEX in Gang gesetzt. Im Zusammenhang mit dem Exkavationsversuch erteilte die HSK im April die strahlenschutzmassige Bewilligung für den Einsatz von radioaktiven Tracern. Im Juni wurde das neue Felslabor Mont Terri bei St. Ursanne im Beisein zahlreicher Vertreter der ausländischen Partner seiner Bestimmung übergeben. Seit Beginn 1996 wurde ein umfangreiches Testprogramm im Wirtgestein Opalinuston vorbereitet und in Gang gesetzt.

9. Transport von radioaktiven Stoffen

9.1 Genehmigungen nach Transportgesetzgebung

Die schweizerischen Vorschriften über den Transport radioaktiver Stoffe basieren u. a. auf den internationalen Regelwerken über den Transport gefährlicher Güter. Bei allen Verkehrsträgern kommen die IAEA-Empfehlungen (SS6)¹ für die sichere Beförderung radioaktiver Stoffe zur Anwendung.

Hauptverantwortlich für die Einhaltung der Transportvorschriften und für die radiologische Sicherheit ist der Versender. Bei Transporten von Kernbrennstoffen oder anderen radioaktiven Stoffen mit hoher Aktivität wird verlangt, dass der Versender vorgängig von der zuständigen Behörde ein Genehmigungszeugnis einholt. Die Genehmigungen betreffen je nach Fall die Versandstücke und/oder die Beförderung. Die HSK ist die zuständige schweizerische Behörde für die Ausstellung der transportrechtlichen Genehmigungszeugnisse, und das unabhängig davon, ob es sich beim Transportgut um radioaktive Stoffe aus Kernanlagen oder aus anderen Betrieben handelt. Bei Versandstück-Gennehmigungen stützt sich die HSK in den meisten Fällen auf das Zeugnis der Behörde des Ursprungslandes ab. In jedem Fall prüft sie vorher, ob Verpackung und Inhalt den Vorschriften entsprechen.

1996 wurden 48 Gesuche bezüglich Beförderung oder Versandstücke von der HSK beurteilt.

9.2 Bewilligungen nach Strahlenschutzgesetzgebung

Gemäss Artikel 2 des Strahlenschutzgesetzes vom 22. März 1991 ist das Transportieren von radioaktiven Stoffen eine bewilligungspflichtige Tätigkeit. Die Voraussetzungen für die Erlangung einer solchen Bewilligung sind in der Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994 festgehalten. Im Jahre 1996 wurde dem Kernkraftwerk Beznau aufgrund eines Gesuches und gestützt auf die Erfüllung der Voraus-

setzungen die Bewilligung für den Transport radioaktiver Stoffe gemäss dem Strahlenschutzgesetz erteilt.

9.3 Audits und Inspektionen

Bei der Beförderung radioaktiver Stoffe müssen zur Sicherheit des Transportpersonals und der Bevölkerung die entsprechenden Vorschriften eingehalten werden. Qualitätssicherungsprogramme (QS-Programme) sollen die Einhaltung der Vorschriften gewährleisten. Die QS umfasst die Pläne und Massnahmen der Konstrukteure und Hersteller von Verpackungen, der Versender, der Beförderer und der zuständigen Behörden zur Einhaltung der Vorschriften.

Die gesetzlich verlangten Transport-QS-Programme der schweizerischen Kernanlagen sind im Jahre 1994 in Kraft gesetzt worden. Inzwischen sind für alle grösseren schweizerischen Kernanlagen (KKB, KKL, KKM, KKG, PSI) die QS-Programme für den Transport radioaktiver Stoffe aufgrund der durchgeführten Überprüfungen von der HSK anerkannt worden. Zur Aufrechterhaltung der Anerkennung sind periodische Audits vorgesehen. 1996 wurde ein solches Audit erstmals im KKG mit zufriedenstellendem Ergebnis durchgeführt.

1996 wurde im KKG eine mehrtägige Inspektion beim Abtransport von Brennelementen durchgeführt. Dabei wurde festgestellt, dass die Transportvorschriften eingehalten wurden.

9.4 Ausbildung und Information

Zum sechsten Mal hat im Oktober 1996 der Kurs für Personen stattgefunden, die in ihren Betrieben für den Versand radioaktiver Stoffe verantwortlich sind. Der fünftägige Kurs wird in der Regel einmal jährlich jeweils in französischer (Institut de radiophysique appliquée, Lausanne) und in deutscher Sprache (Schule für Strahlenschutz, PSI) angeboten. An diesem Kurs wirkte die HSK mit Lehrkräften mit.

¹ IAEA Safety Series 6: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 1985 Edition (As Amended 1990)

10. Notfallbereitschaft

Die Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR vom 26. Juni 1991) überträgt der HSK Aufgaben auf dem Gebiet des Notfallschutzes. Die HSK muss die NAZ über Vorgänge in schweizerischen Kernanlagen, die eine Gefährdung der Umgebung durch Radioaktivität zur Folge haben können, rasch orientieren; sie muss Prognosen über die Entwicklung des Störfalles in der Anlage und über eine mögliche Ausbreitung der Radioaktivität in der Umgebung und deren Konsequenzen stellen; sie muss die Zweckmässigkeit der vom Betreiber der Kernanlage getroffenen Massnahmen zum Schutz des Personals und der Umgebung beurteilen; sie muss die NAZ über die Anordnung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung beraten. Um diese Aufgaben erfüllen zu können, betreibt die HSK einen Pikettdienst und stellt eine eigene interne Notfallorganisation sicher.

10.1 HSK-Notfallorganisation

Die Arbeit der Notfallorganisation, insbesondere des Notfallstabes, und die Zweckmässigkeit der Einsatzmittel im Notfallraum wurden durch externe Experten überprüft. In diesem Zusammenhang fand eine Schulung in Stabsarbeit statt. Verbesserungen an der Infrastruktur im Notfallraum wurden vorgenommen.

Entsprechend den Vorgaben in der [Richtlinie HSK-R-15](#) wurde im Jahre 1996 der HSK-Pikettdienst 17mal von den Betreibern über Vorkommnisse informiert.

Bei der Gesamtnotfallübung «FORTUNA» vom 7. November 1996 (siehe [Kap. 4.5](#)) war die HSK-Notfallorganisation während der gesamten Übungsdauer (mit 2 Schichten in Ablösungen) im Einsatz. Die durchgeführte Schulung machte sich bei der Stabsarbeit und in der Handhabung der Kommunikation und Information deutlich bemerkbar.

Bei den Aufgeböten der HSK-Notfallorganisation, welche im Rahmen der HSK-Pikettanforderungen durch die Werke und bei der Notfallübung «FORTUNA» erfolgten, waren die erforderlichen Einsatzgruppen jeweils innerhalb der geforderten Stunde nach dem Aufgebot einsatzbereit.

10.2 Ausbildungstätigkeit im Bereich Notfallschutz

Im Jahre 1996 wurden auf dem Gebiet des Notfallschutzes insgesamt 23 externe Ausbildungskurse durchgeführt, resp. es wurde an Ausbildungsveranstaltungen mitgearbeitet. Die Kurse teilten sich in 11 Kurse auf Bundes- und je 6 auf Kantons- und Gemeindeebene auf. Ausbildungsthemen betrafen Grundlagen des Strahlenschutzes, die Funktionsweise von Kernkraftwerken, Unfallszenarien und die Notfallplanung für die Umgebung der Kernkraftwerke.

10.3 WINDBANK, ADPIC

10.3.1 Ermittlung des Windfeldes im unteren Aaretal mittels WINDBANK

Das Projekt «WINDfelddatenBANK unteres Aaretal» hat eine Erfassung der regionalen Windfeldsituation in den Zonen 1 und 2 um die Kernanlagen KKB (Kernkraftwerk Beznau), KKL (Kernkraftwerk Leibstadt) und PSI (Paul Scherrer Institut) zum Ziel.

Die im vergangenen Jahr im Gelände erhobenen Messwerte sind in diesem Jahr einer Windfeldklassierung unterzogen worden. Durch Vergleich der Messdaten konnten ähnliche Situationen erfasst werden und durch Normierung der Windgeschwindigkeit liessen sich 13 eindeutig unterscheidbare und charakteristische Strömungssituationen erarbeiten. Alle erhobenen Messwerte sind mit nur unwesentlich bis geringfügig abweichenden Windrichtungen einer der Klassen zuzuordnen. Damit steht für das untere Aaretal eine Windfelddatenbank zur Verfügung, die bei den Rechnungen zur Ausbreitung von Radioaktivität in der Umgebung von Kernanlagen genutzt werden kann. Es ist vorgesehen, im Herbst 1997 die Windfelder in der Umgebung von KKM auszumessen und zu erfassen.

10.3.2 Rechenprogramm ADPIC

Das komplexe Ausbreitungsmodell ADPIC (Atmospheric Diffusion Particle-In-Cell Model), welches im HSK-Jahresbericht 1995 beschrieben ist und in Amerika entwickelt wurde, ist weiter an schweizerische Verhältnisse ange-

passt worden. Eine Hauptarbeit besteht in der on-line Erfassung und automatischen Verwendung von aktuellen meteorologischen Daten sowie der Benutzung der gemessenen Windfelder aus dem Projekt WINDBANK. Bis zum Ende des Jahres 1997 soll ADPIC für die Standorte KKB und KKL operationell sein.

10.4 MADUK, ANPA

10.4.1 Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernanlagen (MADUK)

Seit Anfang des Jahres 1996 werden die Tagesmittelwerte der Dosisleistung von je 4 MADUK-Sonden eines jeden Kernkraftwerkstandortes über Teletext des Fernsehens der deutschen, französischen und italienischen Schweiz veröffentlicht. In monatlichen Messresultate-Bulletins werden die kantonalen und kommunalen Behörden sowie der Sondenstandortbesitzer informiert. Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass das MADUK-System ein wertvolles Werkzeug zur Beurteilung und Überwachung der Radioaktivität in der Kernkraftwerksumgebung darstellt.

10.4.2 System zur Anlageparameterübertragung (ANPA)

Die Übertragung von Anlageparametern (ANPA) aus den fünf schweizerischen Kernkraftwerken wird auf Anforderung der HSK zugeschaltet. Mit ANPA können bis zu 25 im Störfall wichtige Anlageparameter alle 2 Minuten in die HSK übermittelt und aufgezeichnet werden. Damit steht dem Notfallstab im Einsatzfall ein Hilfsmittel zur Verfügung, um sich schnell über den Störfallablauf ins Bild zu setzen.

Das in Entwicklung stehende ADAM-System (Accident Diagnosics, Analysis and Management) soll die HSK-Notfallorganisation bei der Interpretation der ANPA-Werte unterstützen und Hinweise über die Entwicklung von Unfallabläufen und deren Konsequenzen geben. ADAM verwendet vereinfachte kraftwerkspezifische Anlagemodelle und kann anhand der ANPA-Daten den aktuellen Anlagezustand bestimmen. Das System rechnet Unfallabläufe bis zu 100mal schneller als der in Wirklichkeit zu erwartende Ablauf. Heute liegt das Modell für die Anlage Leibstadt vor.

11. Ausgewählte Aspekte der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes

11.1 Richtlinien

Die Ende des Berichtsjahres gültigen schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen sind in [Tabelle B1](#) dieses Berichtes aufgeführt. Diese wurden durch die HSK, teilweise in Zusammenarbeit mit der KSA und anderen Bundesinstanzen, verfasst. 1996 wurden die folgenden Richtlinien revidiert und in Kraft gesetzt:

- **HSK-R-15d:** Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken
- **HSK-R-35d:** Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik

Die beiden folgenden Richtlinien wurden 1996 weiterbearbeitet und sollen 1997 in Kraft gesetzt werden:

- **HSK-R-41/d:** Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung von Kernanlagen aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus solchen Anlagen; (in Vorbereitung; geplantes Inkrafttreten 1997)
- **HSK-R-45/d:** Planung und Durchführung von Notfallübungen in schweizerischen Kernkraftwerken (Ersetzt die Empfehlung E-03), (in Vorbereitung; geplantes Inkrafttreten 1997)

Die HSK-Richtlinien legen dar, wie die Sicherheitsbehörden ihren gesetzlichen Auftrag in den festgelegten Bereichen konkretisieren wollen. Sie sollen Rechtssicherheit schaffen, indem sie aufzeigen, nach welchen Kriterien die zuständigen Behörden die Gesuche beurteilen und ihre Aufsicht durchführen.

Auslegungsrichtlinien, wie z. B. die HSK-R-101, gelten grundsätzlich für neu zu erstellende Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren. Bei der Beurteilung bestehender Anlagen werden diese Richtlinien ebenfalls beigezogen, um Abweichungen zu identifizieren. Die Befolgung von Richtlinien erleichtert den Sicherheitsnachweis, während Abweichungen davon fallweise bewertet werden müssen.

11.2 Lehrreiche Ereignisse in ausländischen Kernanlagen

Von den im Jahre 1996 gemeldeten Ereignissen in ausländischen Kernanlagen hatte keines eine solche Bedeutung, dass unmittelbare Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsvorsorge in den schweizerischen Anlagen erforderlich gewesen wäre. Trotzdem werden im folgenden einige Ereignisse erwähnt, da aus ihnen Lehren gezogen werden können, die zur Verbesserung der Sicherheit der schweizerischen Anlagen beitragen.

11.2.1 Starke Beeinträchtigung der Nachwärmeabfuhr in einem Druckwasserreaktor während des Abfahrens der Anlage

Das Ereignis betreffend Beeinträchtigung der Nachwärmeabfuhr wurde schon im letztjährigen Jahresbericht beschrieben (Beschreibung siehe Jahresbericht 1995, Seite 71). Nachzutragen ist hier, dass zwischenzeitlich durchgeführte Analysen zeigen, dass bei abgefahrener Anlage durch Fehlschaltungen nicht nur die Nachwärmeabfuhr sondern auch die Containmentfunktion beeinträchtigt werden könnte. Dieser Aspekt gilt für alle Anlagentypen, weshalb die HSK alle schweizerischen Anlagen auf diesen Umstand hingewiesen und zu Stellungnahmen aufgefordert hat.

11.2.2 Starke Beeinträchtigung der Kühlkapazität durch Eisbildung im Kühlwassereinlauf

Bei einer ausländischen Anlage, die ihr Kühlwasser aus einem See entnimmt, führten sehr ungünstige Wetterbedingungen (starker Wind und Kälte, Seeoberfläche ohne Eis) zur sehr seltenen Bildung von Granular- oder Sulzeis. Dieses Eis bleibt nicht an der Oberfläche sondern schwebt, so dass die Einlaufsiebe (mehrere Meter tief) der Kühlwasserentnahme sehr stark blockiert werden konnten. Als die Blockierung bemerkt wurde, wurde die Anlage umgehend abgefahren. Diese Art der Eisbildung war dem Betreiber bekannt, die dafür vorgesehene Warmhaltung hatte jedoch nicht die

nötige Wirksamkeit. Daneben traten noch einige kleinere Störungen auf. Das Betriebspersonal bot nach den Vorschriften das Unterstützungspersonal auf und informierte die Behörden. Die Situation konnte nach kurzer Zeit verbessert werden, wobei anfänglich auch Taucher zum Einsatz kamen. Auch bei vollem Kühlwasserausfall wäre kein Unfall passiert, da noch eine unabhängige Notkühlquelle mit Feuerlöschwasser vorhanden war. Die aus dem Ereignis gewonnenen Lehren (seltene Wetterkonstellation, unwirksame Warmhaltung) wurden auf mehreren Ebenen gezogen.

Da bei den schweizerischen Anlagen keine Kühlwasserseen vorhanden sind, sondern das Wasser Flüssen entnommen wird, sind sie von diesem Ereignis weniger betroffen. Die Frage dieser besonderen Art der Eisbildung im Kühlwasser-einlauf ist aber als «Common Cause» (Ausfall von Komponenten aufgrund einer gemeinsamen Ursache) sehr lehrreich. Im Gegensatz zur betroffenen Anlage besitzen die Anlagen KKB, KKL und KKG separate Grundwasserbrunnen, die vom Wassereinlauf unabhängig sind. Ausserdem sind alle Anlagen so vorbereitet, dass Feuerlöschwasser mit wenigen Massnahmen zur unabhängigen Notkühlung verwendet werden kann. Im KKM ist dies eine feste Installation mit Versorgung aus einem Hochreservoir.

11.2.3 Blockierung einzelner Steuerstäbe vor der voll eingefahrenen Position bei Scram in einigen Druckwasserreaktoren westlicher Bauart

In einigen Druckwasserreaktoren wurde bei Scrams bemerkt, dass einzelne Steuerstäbe nicht die Einfahr-Endposition erreichen, sondern einige Schritte davor blockieren. Die Anlagen sind so ausgelegt, dass auch ohne den wirksamsten Steuerstab noch genügend Abschaltreserve vorhanden ist. Da die Stäbe weitgehend einfielen, war bisher immer genügend Reserve vorhanden. Das Problem wird aber intensiv untersucht. Die Ursache hängt mit Verbiegungen der Führungsrohre zusammen. Das Problem trat bei zwei Reaktor-Herstellern auf. In schweizerischen Anlagen ist bisher kein solcher Fall aufgetreten, trotzdem wurden in den Anlagen spezielle Tests durchgeführt. International erfolgt zur Problemlösung eine enge Zusammenarbeit, bei der die Schweiz aktiv mitwirkt.

11.2.4 Fehlender Pfropfen in einem Neutronen-Messkanal

Nach Unterhaltsarbeiten an den Neutronenflussdetektoren wurde die Abschirmung eines Messkanals nicht vorschriftsgemäss angebracht. Dadurch entstand während des Reak-

torbetriebs ein Strahl von hoher Intensität aber mit geringer Dimension (ca. 5 cm Durchmesser) in einem begehbaren Bereich. Zwei Arbeiter erhielten eine Teilkörperdosis, die den Grenzwert überschritt. Trotz vorschriftsmässiger Strahlungs- und Dosisüberwachung wurde der Fehler erst nach längerer Zeit entdeckt. Das Ereignis führte zu umfangreichen Verbesserungsmaßnahmen in der Qualitätssicherung bei Unterhaltsarbeiten. Es ist lehrreich, obschon die Problematik von unkorrekt positionierten bzw. fehlenden Abschirmungen in schweizerischen Anlagen erkannt ist. Ein Ereignis in dieser Form ist in der Schweiz noch nie aufgetreten. Ausserdem ergab eine Überprüfung, dass bei den meisten Anlagen diese Räume bei Reaktorbetrieb nicht begehbar sind.

11.2.5 Unerlaubt rasche Abkühlung der Primäranlage

Ein Sprühventil des Druckhalters, welches zwar die geschlossene Position anzeigte aber den Sprühfluss nicht nennenswert unterbrach, führte zu starkem Druckabfall im Primärkreis des Druckwasserreaktors. Zur Vermeidung einer Bildung von Dampfblasen im Kern glaubte das Betriebspersonal, die Anlage möglichst rasch kalt fahren zu müssen. Dies führte aber zu einer unzulässigen Abkühlgeschwindigkeit. Da dieselbe Sprüh-Konstellation auch in schweizerischen Druckwasseranlagen vorhanden ist, wurden die betreffenden Anlagenbetreiber von der HSK zu einer Stellungnahme aufgefordert. Die Kontrolle ergab, dass die Betriebsvorschriften ausreichend sind.

11.3 Alterungsüberwachung

Die mechanischen und elektrischen Ausrüstungen eines Kernkraftwerkes sowie die Gebäude haben in vielen Fällen eine grosse Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Der Verlust ihrer Integrität oder ihr funktionelles Versagen kann Störfälle verursachen, die Beherrschung von Störfällen erschweren oder zumindest bestimmte Anlagenteile nachteiligen, transienten Beanspruchungen aussetzen.

Das vorrangige Ziel der Alterungsüberwachung ist die Aufrechterhaltung des notwendigen Sicherheitsniveaus der KKW auf Komponentenebene. Ein weiteres Ziel ist eine prinzipielle Minimierung betrieblicher Probleme. Weiterhin muss die Planung der Lebensdauer der Anlagen auf eine solide Grundlage gestellt werden, insbesondere im Hinblick auf lange Betriebszeiten der Anlagen.

In der Regel verschlechtern sich die Gebrauchs- und Sicherheitseigenschaften von mechanischen und elektrischen Ausrüstungen

aufgrund betrieblicher Belastungen und Bedingungen mit fortlaufender Einsatzzeit durch die damit einhergehende Werkstoffdegradation (Alterung). Dies gilt in eingeschränkterem Masse auch für die Gebäude. Die zeitliche Charakteristik der alterungsbedingten Qualitätsabnahme bei einer Komponente oder eines Bauteils ist nur in einfachen Fällen annähernd linear und damit prognostizierbar. In anderen Fällen ist der Verlauf komplex und nur unzureichend bekannt.

Alterungseffekte können im Verlauf der Zeit und Nutzung bedeutsam für die nukleare Sicherheit werden. Deshalb stellt die systematische, umfassende und langfristig-vorausschauend angelegte Überwachung der betreffenden mechanischen und elektrischen Ausrüstungen sowie der Gebäude auf Alterungsmechanismen und -effekte einen notwendigen Beitrag zur Aufrechterhaltung der nuklearen Sicherheit eines Kernkraftwerkes während seiner verbleibenden Betriebszeit dar.

Das konkrete Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP), welches die HSK von den Kernkraftwerksbetreibern fordert, hat dabei alle Massnahmen zur rechtzeitigen und zuverlässigen Erkennung, Behebung, Milderung oder Kompensation der Alterung jener Anlagenteile zu umfassen, deren Integrität und Funktion für die Sicherheit der Anlage notwendig sind. Diese Massnahmen beinhalten die systematische komponenten- oder systemweise Evaluation der möglicherweise auftretenden Alterungsmechanismen, die frühzeitige Erkennung solcher Alterungsvorgänge sowie eine sicherheitstechnische Bewertung von bereits eingetretenen Alterungseffekten und allfällige Abschätzungen der Restlebensdauer. Dabei kann es notwendig werden, die Auslegungsbasis von Komponenten und Systemen im Lichte des aktuellen Standes von Wissen und Technik zu prüfen. Weiterhin ist die Vollständigkeit und die Wirksamkeit der Wiederholungsprüfprogramme sowie die periodischen Inspektionen und Funktionsprüfungen innerhalb der Instandhaltungsaktivitäten zu überprüfen. Falls bei diesen Untersuchungen Lücken gefunden werden, so ist deren Schliessung mittels geeigneter Massnahmen sicherzustellen.

Der alterungsbezogene Tauglichkeits- und Sicherheitsnachweis für die mechanischen und elektrischen Ausrüstungen sowie für die Gebäude ist durch das AÜP mindestens für den jeweils nächsten Betriebszyklus zu erbringen. Dies setzt jedoch eine langfristig vorausschauende Überwachungsstrategie voraus. Komplementär zu der kurzfristigen Zielsetzung sollen mit Hilfe des AÜP während der Restbetriebszeit eines KKW zumindest alle erfassbaren und prognostizierbaren Alterungseffekte rechtzeitig

erkannt werden, um die notwendigen Gegenmassnahmen einleiten zu können.

Für die heute im Betrieb stehenden Kernkraftwerke gliedert sich das AÜP für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Gebäude in eine Aufbau- und in eine anschliessende Daueraufgabe.

Die Aufbauaufgabe beinhaltet für die KKW-Betreiber vor allem die Sichtung und Auswertung von bestehenden System- und Komponenteninformationen, Sichtung und Bewertung der damaligen Komponentenherstellungs- und Montagephase, der Erfassung und Bewertung aller möglichen Alterungsmechanismen und -effekte, der Überprüfung und Bewertung aller bisherigen Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen und schliesslich der sich daraus heute potentiell ableitenden Konsequenzen und Massnahmen.

Die AÜP-Daueraufgabe beinhaltet für die KKW-Betreiber die langfristige Überprüfung und Ergänzung der Instandhaltung und der Wiederholungsprüfungen, gestützt auf den jeweiligen Stand des Wissens, der Prüftechnik und der Betriebserfahrung. Die Daueraufgabe setzt sich dabei fort bis zur Stilllegung eines KKW.

11.4 Periodische Sicherheitsüberprüfung

Eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) ist eine dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende und umfassende Sicherheitsüberprüfung eines Kernkraftwerkes, die von der HSK auf der Basis des aktualisierten Sicherheitsberichts, der Probabilistischen Sicherheitsanalyse und weiterer technischer Berichte durchgeführt wird. Für die Anlagen Mühleberg und Beznau wurde dies in den Jahren 1991/92 resp. 1993/94 im Rahmen der Begutachtung der Anträge auf unbefristete Betriebsbewilligung durchgeführt, für das KKW Leibstadt in den Jahren 1995/96 im Rahmen der Begutachtung des Gesuchs für eine Leistungserhöhung.

Die PSÜ für die Anlage Gösgen begann Mitte 1996 und soll 1998 abgeschlossen werden. Für Gösgen hatte das EVED 1978, gestützt auf verschiedene sicherheitstechnische Stellungnahmen der KSA die Inbetriebnahme- und Betriebsbewilligungen erteilt. Seither wird der sichere Anlagezustand durch regelmässige Inspektionen, Tests und Wartungen sowie durch Sicherheitsanalysen zu spezifischen Problemen nachgewiesen. Wiederkehrende Prüfungen, Brennelementinspektionen und umfassende System- und Komponentenprüfungen während des Brennelementwechsels bilden ein zentrales Element zur Gewährleistung eines si-

chere Anlagenbetriebs. Die Ergebnisse dieser Prüfungen sind massgeblich bestimmend für die Erteilung der Freigabe zum Wiederanfahren durch die HSK nach einem Brennelementwechsel. Zudem wird jede sicherheitstechnisch relevante Anlagenänderung durch die HSK im Detail überprüft. Aufgrund des technisch-wissenschaftlichen Fortschrittes auf dem Gebiet der Kernkraftwerkssicherheit sind in den vergangenen Jahren auch verschiedene Nachrüstprojekte (z.B. im Zusammenhang mit Massnahmen gegen schwere Unfälle) realisiert und sicherheitstechnisch beurteilt worden.

Weiterhin wurden in den letzten Jahren für Gösigen wie auch für die anderen schweizerischen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) durchgeführt, die umfassend auch hypothetische Störfallabläufe risikomässig bewertet und mögliche Schwachstellen in der Anlage zur Beherrschung und Milderung solcher Ereignisse aufzeigt. Beim Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP, vergleiche Kapitel 11.3) stehen demgegenüber vor allem der Komponentenzustand im Vordergrund. Beide, die PSA und das AÜP sind wichtige Ecksteine einer PSÜ, ergänzt u. a. durch eine systematische und umfassende Analyse der Vorkommnisse, der Betriebserfahrung und der Instandhaltung.

Ziel und Zweck der PSÜ ist es nun, die bisherigen Einzelergebnisse in einem grösseren Zusammenhang zu bewerten, um so zu einer Gesamtbeurteilung des aktuellen Sicherheitszustands der Anlage zu gelangen. U. a. wird dabei überprüft, ob die in den Richtlinien und anderen Regelwerken verankerten Schutzziele sowohl unter Normal- als auch unter Störfallbedingungen eingehalten werden.

Der zeitliche Aufwand für die Erstellung der PSÜ wird mit etwa 2 Jahren veranschlagt. Der PSÜ-Schlussbericht wird die wesentlichen Resultate und Massnahmen für Behörden, Betreiber und die Öffentlichkeit enthalten.

11.5 Probabilistische Sicherheitsanalysen

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA-Studien) befassen sich mit Unfällen, bei denen mehrere Sicherheitssysteme versagen oder aus anderen Gründen Auslegungsgrenzwerte überschritten werden. Dieses Analyseverfahren erlaubt eine quantitative Bewertung der Bedeutung von solchen Unfällen. Zudem können damit auch Schwachstellen in der sicherheitstechnischen Auslegung identifiziert und Massnahmen zur Störfallbeherrschung resp. -milderung aufzeigt und bewertet werden. Umfassend angewendet liefern PSA-Studien einen wertvollen Beitrag zu einer ausgewogenen si-

cherheitstechnischen Beurteilung der Anlage und ihrer Betriebsführung.

Alle schweizerischen Kernkraftwerke erarbeiten auf Verlangen der HSK eine PSA-Studie für den Vollast- und für den Stillstandsbetrieb. Die Studien für den Vollastbetrieb liegen heute für alle Werke vor, die Stillstandsstudien sind für einige Werke noch in Ausarbeitung. Die HSK hat die ihr bisher eingereichten Vollaststudien einer detaillierten unabhängigen Überprüfung unterzogen.

Aufgrund der bisher vorliegenden Ergebnisse ist das Restrisiko für alle schweizerischen Kernkraftwerke gering und die Resultate sind im internationalen Vergleich sehr gut. Dieses gute Ergebnis widerspiegelt das stetige Bemühen der Betreiber, ihre Anlagen auf einem hohen Sicherheitsstand zu fahren sowie sinnvolle Massnahmen zu ergreifen, um das Risiko möglichst tief zu halten. Die HSK ihrerseits verfolgt und bewertet diese Massnahmen und verlangt aufgrund eigener Untersuchungen und Abklärungen ergänzende Verbesserungsmassnahmen.

Um die Ungewissheiten, die jeder Sicherheitsanalyse innewohnen, zu verringern, unterstützt die HSK internationale Forschungsvorhaben, die zur Klärung technisch-wissenschaftlicher Phänomene beitragen. Die HSK beteiligt sich nicht nur finanziell an solchen Vorhaben, sondern sie arbeitet auch aktiv bei verschiedenen Vorhaben mit. Zwei Beispiele seien nachfolgend kurz aufgeführt.

Abhängige Fehler zwischen gleichartigen Komponenten, sogenannte «Common Cause»-Fehler (CCF), können bei modernen Anlagen mit ihrem hohen Redundanzgrad der Sicherheitssysteme ganz wesentlich zur Kernschadenshäufigkeit beitragen. Wegen der Seltenheit solcher abhängigen Fehler weisen deren numerische Ausfallraten eine grosse Streubreite auf. Zur genaueren Quantifizierung benötigt man deshalb möglichst viele Informationen über die Zuverlässigkeit von gleichartigen Komponenten. Die schwedische Sicherheitsbehörde SKI regte deshalb einen multinationalen Datenaustausch an und gründete die sogenannte ICDE-Gruppe (International Common Cause Data Exchange), die vorerst eine Systematik in der Methodik und Dokumentation zur Quantifizierung von CCF ausarbeitete. In den kommenden Jahren sollen nun Daten entsprechend dieser Vorgaben von etwa 200 Kernkraftwerken in einer Datenbank zusammengefasst und nach CCF-Vorkommnissen ausgewertet werden.

Beim EU-Projekt «European Benchmark Exercise on Expert Judgement Techniques in Level-2 PSA» (BE-EJT) wird ein Vergleich von verschiedenen Expert-Judgement-(EJ)-Methoden

zur Bewertung von Dampfexplosionen innerhalb und ausserhalb des Reaktordruckbehälters durchgeführt und deren Anwendbarkeit für probabilistische Sicherheitsanalysen überprüft. Expertgruppen aus verschiedenen Ländern benutzen zum Teil neu entwickelte EJ-Methoden, um das Resultat eines «Fuel-Coolant-Interaction-(FCI)»-Experimentes in der Versuchsanlage FARO (Ispra, Italien) vorauszusagen. Aufgrund der Übereinstimmung der Voraussagen mit den empirischen Werten lassen sich dann die EJ-Methoden vergleichend bewerten.

11.6 Der Menschliche Faktor und Sicherheitskultur

Im Herbst 1996 hat die SVA ein Seminar zum Thema «Der Menschliche Faktor im Kernkraftwerk-Betrieb» organisiert. Das grosse Interesse an dieser Veranstaltung hat gezeigt, dass der menschliche Faktor heute als wichtiges Element für die Sicherheit von Kernanlagen anerkannt ist. Während sich in der Folge des Unfalls von Three Mile Island (1979, USA) Tätigkeiten zum menschlichen Faktor vornehmlich auf Aspekte der Ergonomie und der Ausbildung beschränkten, hat der Unfall von Tschernobyl (UdSSR, 1986) gezeigt, dass einerseits die Einzelperson selber, aber auch die unterstützende Organisation einen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit haben kann. Dies hat sich in der Folge in der Schaffung des Begriffs «Sicherheitskultur» und in allen nachfolgenden Tätigkeiten zu diesem Thema geäussert.

Mittlerweile hat sich dieser Begriff etabliert, obwohl noch längere Zeit gewisse Unsicherheiten in der Definition und der Interpretation bestanden haben und teilweise auch heute noch bestehen. Dies war einer der Gründe, weshalb auch die KSA sich dieses Themas angenommen hat. In das Berichtsjahr fällt die Endphase der Erstellung eines KSA-Papiers zum Thema Sicherheitskultur, welches diesen Begriff verdeutlichen und auch im schweizerischen Umfeld interpretierbar machen soll. Die HSK hat zu diesen «Gedanken zur Sicherheitskultur» beigetragen.

Die Verwendung des Begriffs Sicherheitskultur ist nicht ganz unproblematisch. «Sicherheit» und «Kultur» sind Begriffe, welche hohe Werte beinhalten. Ein leichtfertiger Umgang damit, wie z. B. die pauschale, undifferenzierte Bemerkung «die haben keine Sicherheitskultur» bei der Analyse oder Beurteilung eines Vorkommnisses kann bei den Betroffenen zu Recht Unverständnis oder gar Unmut auslösen. Eine solch pauschale Bemerkung verhindert von vornherein den Dialog. Aus diesen Gründen

sprechen gewisse nicht von Sicherheitskultur, sondern umschreiben den Begriff etwas neutraler mit «Organisatorische Faktoren» oder «Risikobewusstsein». Bei der Beurteilung eines Vorkommnisses werden dann richtigerweise auch differenziertere Bemerkungen angebracht.

Zur Zeit sind international Bestrebungen im Gange, menschlichen Faktoren in Nuklearanlagen eine höhere Bedeutung zukommen zu lassen. So wurde einer ursprünglich temporären Arbeitsgruppe der OECD/NEA, welche sich mit dem Thema menschliche Faktoren auseinandersetzt, ein permanentes Mandat erteilt. Diese Arbeitsgruppe befasste sich im Berichtsjahr schwerpunktmässig mit dem Erarbeiten einer Übersicht über das Simulatortraining in den Mitgliedländern und zusätzlich mit der Möglichkeiten einer verbesserten Analyse von Vorkommnissen, welche durch menschliche Faktoren verursacht oder beeinflusst worden sind. So wird aufgrund dieser Arbeiten das internationale Meldesystem für Vorkommnisse in Kernkraftwerken (Incident Reporting System, IRS) eine neue, erweiterte Kategorisierung der menschlichen Faktoren in Vorkommnissen erhalten.

Die grosse Bedeutung menschlicher Faktoren für die Nukleare Sicherheit hat sich auch in der Einstufung von Vorkommnissen gemäss der INES (International Nuclear Event Scale) niedergeschlagen. Es wurde erkannt, dass neben den technischen Barrieren zur Verhütung von Vorkommnissen auch das Verhalten des Betreiber-Personals eine wichtige Rolle gespielt hat. So wird z. B. davon ausgegangen, dass ein nicht vorschriftsgemässes Verhalten des Personals als Bruch einer Sicherheitsbarriere betrachtet werden muss und damit zu einer Höherstufung des Vorkommnisses führen kann. Diese Philosophie ist im Handbuch für die INES-Einstufung dargelegt. INES hat die Aufgabe, die Medien und die Bevölkerung schnell darüber zu informieren, welche sicherheitstechnische Bedeutung ein Vorkommnis aufweist. Um diese Praxis international einheitlich zu gestalten, ist es deshalb unumgänglich, dass alle Länder diese Philosophie anerkennen und die INES-Kriterien einheitlich anwenden.

11.7 Bewertung von Vorkommnissen in Kernanlagen

11.7.1 HSK Richtlinien

Die Betreiber der schweizerischen Kernanlagen sind verpflichtet, eingetretene Vorkommnisse gemäss den Richtlinien R-15 und R-25 an die HSK zu melden. Die Zielsetzung dieser Mel-

dungen ist eine dreifache:

- Meldung von Vorkommnissen zum frühzeitigen Erkennen von Schwachstellen und zu deren Behebung.
- Meldung von Störfällen zur Alarmierung der HSK Notfallorganisation und anderer Behörden.
- Meldung von Vorkommnissen von öffentlichem Interesse zur unabhängigen Urteilsfindung der Aufsichtsbehörde (HSK) und zur raschen Information der Bevölkerung.

Aus praktischen Gründen wurde zur Erreichung obiger Ziele ein Klassierungssystem eingeführt, welches Bezug nimmt auf die sicherheitstechnische Bedeutung der Vorkommnisse. In der R-15 werden daher folgende Zuordnungen von Vorkommnissen zusammen mit Beispielen vorgenommen (mit aufsteigender sicherheitstechnischer Bedeutung):

Vorkommnis U (unklassiert)

Vorkommnisse, bei denen ein sicherheitstechnisches Interesse seitens der Behörden vorliegt, die aber nicht die Kriterien der Klassen B, A und S erfüllen. Sie dienen daher eher der behördeninternen Information und werden auch nicht in der Tabelle 3 für technische Vorkommnisse erwähnt. Beispielsweise fallen darunter:

- grössere Leistungs-, Niveau- oder Durchflussschwankungen ohne Reaktorabschaltung
- Versagen eines Sicherheitssystems bei Tests in der Art, dass dieses im Anforderungsfall nicht versagt hätte
- Vorkommnisse, die auf die Möglichkeit eines «common mode» Fehlers (Möglichkeit des Ausfalles mehrerer gleichartiger Komponenten) hinweisen

Vorkommnis Klasse B

Vorkommnisse von geringfügiger sicherheitstechnischer Bedeutung. Sie werden erfasst und ausgewertet, damit eine frühzeitige Erkennung von eventuellen Schwachstellen möglich ist. Beispielsweise fällt darunter eine automatische Reaktorabschaltung oder auch ein Ausfall einer Sicherheitskomponente beim periodischen Funktionstest.

Vorkommnis der Klasse A

Vorkommnisse von sicherheitstechnischer Bedeutung, aber mit keiner oder nur geringer radiologischer Auswirkung auf die Umgebung. Beispielsweise würde ein Ausfall des elektrischen Eigenbedarfs darunter fallen oder die Überschreitung des tiefsten radioaktiven Abgabegrenzwertes (Kurzzeitlimite).

Vorkommnisse Klasse S

Vorkommnisse, welche eine Gefahr für die Anlage, das Personal oder die Umgebung darstellen. Beispielsweise würde darunter ein Leck am Primärsystem fallen, welches ein automatisches Ansprechen der Notkühlsysteme auslöst oder ein grosses Rohrleitungsleck in den Dampfsystemen, welches eine Reaktorabschaltung auslöst. Überschreitung der Jahresabgabelimite für radioaktive Stoffe.

Viele Vorkommnisse sind von öffentlichem Interesse und erhalten dann die Bezeichnung Ö. A- und S-Vorkommnisse sind grundsätzlich von öffentlichem Interesse; bei B und U sind es solche, deren Konsequenzen von aussen wahrnehmbar sind. Ausserdem gibt es noch Vorkommnisse, deren sicherheitstechnische Einstufung unterhalb der Stufe U liegt, die aber durch ihre von aussen wahrnehmbaren Konsequenzen trotzdem von öffentlichem Interesse sein können. Ein solcher Fall ist z. B. ein industrieller Arbeitsunfall, bei dem die Ambulanz angefordert werden muss.

11.7.2 International Nuclear Event Scale, INES

Einzelne Länder haben schon frühzeitig erkannt, dass zur Kommunikation mit der Öffentlichkeit ein neues Instrument nötig ist und haben deshalb eine Skala (ähnlich der Richterskala für Erdbeben) entwickelt, um die Öffentlichkeit angemessener über Ereignisse (nach R-15: «Vorkommnisse») zu informieren. Auf diese Erfahrungen aufbauend hat die internationale Atomenergieagentur (IAEA) gemeinsam mit den Mitgliedsländern, die Internationale Nuclear Event Scale (INES) entwickelt, ab 1990 in Probetrieb genommen und 1992 definitiv eingeführt.

Zweck der Skala ist es, Ereignisse in Nuklearanlagen für Medien und Bevölkerung bezüglich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in die richtige Perspektive zu setzen. Dabei wird als Massstab eine für alle Länder geltende Bewertungsgrundlage, das INES User Manual, verwendet. Die IAEA hat beim Austausch der Ereignismeldungen eine zentrale Koordinationsrolle. Jedes teilnehmende Land hat sich verpflichtet, Ereignisse ab Level 2 an sie zur Weiterverteilung an die übrigen Mitgliedsländer zu senden. Im weiteren organisiert sie einen Erfahrungsaustausch zwischen den beteiligten Ländern, um eine einheitliche Anwendung der Skala zu bewirken. Speziell im unteren Bereich der Skala (0 bis 1, manchmal sogar bis 2) können die Kriterien nicht so genau spezifiziert werden, um Unterschiede bei ingenieurmässigen Bewertungen gänzlich auszuschalten. Bei der grossen Zahl von verschie-

denen Anlagentypen in den beteiligten Ländern mit unterschiedlichen Sicherheitsvorkehrungen ist schon vom technischen Standpunkt her eine völlige Normierung von Störfällen kaum möglich.

Die Schweiz hat seit Beginn an der Entwicklung des INES-Systems mitgewirkt, ist Mitglied der INES-Organisation und wendet die INES-Skala an. Diese ersetzt die Meldepflicht nach R-15 für die Schweizer Betreiber nicht, stellt aber eine Ergänzung in der Information der Öffentlichkeit dar.

Die Bedeutung der Ereignisse werden bei der INES als Zahlen von 1 bis 7 dargestellt, wobei Level 0 etwa «normale Störereignisse» wie z. B. eine automatische Reaktorabschaltung ohne grössere Komplikationen darstellt (entspricht etwa einer Klasse B der R-15).

Im Prinzip unterscheiden sich die einzelnen Stufen im INES jeweils um etwa einen Faktor 10 bis 100 in der sicherheitstechnischen Bedeutung, d. h. ein Level 1 entspricht etwa $1/10$ bis $1/100$ eines Level 2. Es werden drei Aspekte bewertet, und zwar «Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen» (reicht von Level 1 bis 3), «Auswirkungen innerhalb der Anlage» (reicht von Level 2 bis 5) und «Radiologische Auswirkung ausserhalb der Anlage» (reicht von Level 3 bis 7). Die einzelnen Kriterien sind ver-

einfach in der [Tabelle B2](#) wiedergegeben. Die eigentlichen Unfälle beginnen mit Stufe 4.

Da sich der Zweck der INES-Skala (besseres Verständnis für Medien und Fachwelt zur Information der Öffentlichkeit) von denjenigen der HSK Richtlinie R-15 (Behördeninformation) unterscheiden, kann eine genaue Zuordnung von INES zu den Klassen B, A, S nicht gemacht werden. Schon geringe Abweichungen von Vorschriften oder technischen Spezifikationen bewertet INES in der Regel mit Level 1, auch wenn unter Umständen keine Risikoerhöhung vorlag. Die INES-Einstufung hat gegenüber der landeseigenen Bewertung den Vorteil, dass ein internationaler Massstab zur Anwendung kommt. Damit können die Konsequenzen bei Ereignissen im Ausland, wegen der gleichen Bewertungsmethode, viel besser verstanden werden. Dies erlaubt Missverständnisse in der Berichterstattung von Ereignissen in Kernanlagen über Länder hinweg wirksam zu vermeiden und diese in ihre richtige sicherheitstechnische Perspektive zu setzen. In praktisch allen Ländern erfolgt die INES-Meldung an die IAEA durch die Behörde bzw. die Meldung ist von ihr geprüft. Dies soll weltweit eine offene Informationspolitik gegenüber der Öffentlichkeit durch Unabhängigkeit vom betroffenen Betreiber bei Ereignissen in Kernanlagen gewährleisten.

12. Forschung, Schulung und internationale Zusammenarbeit

12.1 Sicherheitsforschung

Die Aufsichtsbehörde HSK hat die Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu beurteilen und nötigenfalls Forderungen für Massnahmen zur Erhöhung der Sicherheit zu stellen. Zu diesem Zweck unterstützt die HSK gezielt verschiedene Vorhaben auf wichtigen Gebieten in Form einer regulatorischen Sicherheitsforschung und zwar in drei Bereichen:

- Forschungsvorhaben am Paul Scherrer Institut (PSI) und an den Hochschulen.
- Einzelprojekte bei in- und ausländischen Ingenieur-Unternehmungen.
- Beteiligung an internationalen Projekten.

Im folgenden werden die wichtigsten Vorhaben kurz kommentiert.

12.1.1 Leichtwasserreaktor-Kontaminationskontrolle; PSI, Villigen

Das Forschungsvorhaben soll den Einbau von Kobalt-60 in Oxidschichten von Leichtwasserreaktor-Komponenten klären.

Gemäss den Zielsetzungen für das Forschungsjahr 1996 wurden verschiedene Teilprojekte bearbeitet:

- Untersuchung der Korrosionsgeschwindigkeit, der Kinetik des Schichtaufbaus und der Struktur der Oxidschichten an austenitischen Chromnickelstahl unter Reaktorbedingungen im Heisswasserkreislauf. Es konnte gezeigt werden, dass die Oxidschichtdicke bei Geschwindigkeiten im laminaren Strömungsbereich dicker ist als bei turbulenter Strömung. Ebenfalls sind die Schichtdicken bei mechanisch polierten Oberflächen deutlich grösser als bei elektropolierten Oberflächen.
- Minderungen der Aktivitätsablagerung auf Stahl durch Voroxidation. In Vorversuchen konnte gezeigt werden, dass die durch Voroxidation mit Wasserstoffperoxid gebildeten Oxidschichten die Aktivitätsablagerung unter Reaktorbedingungen nachhaltig behindern. Das Behandlungsverfahren mit Wasserstoffperoxid ist zum Patent angemeldet worden.

- Untersuchung der Aktivitätsablagerung unter kontrollierten Strömungsbedingungen im Couette-Autoklaven. Neue Versuche unter den besonderen Bedingungen des Experiments zeigen, dass der Kobalt einbau in die Oberflächenschichten während der Versuchsdauer irreversibel verläuft, jedoch inaktives Kobalt-59 mit aktivem Kobalt-58 in der wässrigen Phase ausgetauscht werden kann.

Die Erkenntnisse auf dem Gebiet der Ablagerung von aktivem Kobalt an Systemoberflächen in Siedewasseranlagen sind für die Dosisbelastung des Personals während des Betriebs und der Wartung von grosser Bedeutung. Weitere Versuche sind notwendig, um die im Siedewasserreaktor tatsächlich ablaufenden Reaktionen modellieren zu können.

12.1.2 Spannungsrissskorrosion von Stählen für Reaktorkomponenten im Heisswasser; PSI, Villigen

Das Forschungsprojekt hat zum Ziel, das Langzeitverhalten von druckbelasteten Reaktorkomponenten bezüglich Spannungsrissskorrosion unter Reaktorbedingungen zu untersuchen. Folgende Tätigkeiten standen im Berichtsjahr im Vordergrund:

- Umrüstung und Verbesserungsmaßnahmen an den experimentellen Heisswasserkreisläufen und der Probenherstellung sowie die Einführung verfeinerter Messtechniken.
- Durchführung einer im Jahre 1995 vereinbarten internationalen Vergleichsstudie (Round Robin Experimente) sowie Fortsetzung des Basismessprogrammes.
- Aufbau eines Qualitätssicherungs-Programmes für das experimentelle Vorgehen und die Ergebnisauswertung.
- Modellierung des Spannungsrissswachstums unter Einbezug von Finite-Elemente-Methoden.

Die bisher durchgeführten Experimente erlauben eine konservative Einschätzung der Wachstumsgeschwindigkeit von Spannungsrissskorrosionsrissen unter Siedewasserreaktor-Bedingungen. Weitere Versuche und theoretische Abklärungen im Grenzbereich der Normalbe-

triebsbedingungen sind für eine Gesamtbeurteilung erforderlich, um eine Restlebensdauer von rissbehafteten Reaktorkomponenten abschätzen zu können. Die Modellierung der mechanischen Parameter in der Rissinitiierungsphase stellt möglicherweise dabei eine grundlegende Voraussetzung für das Verständnis und die Interpretierbarkeit experimentell ermittelter Rissgeschwindigkeiten dar. Parallel zu diesem Projekt wurden Literaturstudien zum Fachgebiet der strahleninduzierten Spannungsrissskorrosion durchgeführt. Dieses Thema ist in der Schweiz insbesondere aufgrund der im Kernmantel des KKM aufgetretenen Risse von besonderem Interesse. Es wird geprüft, ob am PSI ein Forschungsprojekt über strahleninduzierte Spannungsrissskorrosion in Angriff genommen werden soll.

12.1.3 Simulationsmodelle zur Transientenanalyse in der Schweiz (STARS II); PSI, Villigen

Im Rahmen des STARS II Projektes werden Simulationsmodelle für alle schweizerischen Kernkraftwerke erstellt, um deren Verhalten bei Störfällen analytisch bestimmen zu können. Ein Schwerpunkt der STARS-Arbeiten im Jahre 1996 betraf Analysen für das KKW Gösgen, die für die HSK im Rahmen der gegenwärtig laufenden Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) und der detaillierten Überprüfung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (GPSA) von besonderem Interesse sind. Zum ersten Aufgabenbereich gehörte eine kritische Bewertung der bei den Störfallanalysen durch den Betreiber bzw. Hersteller von KKG verwendeten Rechenprogramme. Fachleute des STARS-Teams nahmen an einem von der HSK verlangten Methodikseminar teil, das vom KKW Gösgen und SIEMENS/KWU durchgeführt wurde. Die Beurteilung des STARS-Teams zu den einzelnen Störfallrechen-codes wurde in einem HSK-internen Bericht festgehalten.

Im Rahmen der GPSA-Überprüfung durch die HSK kamen Zweifel in Bezug auf die Systemerfolgskriterien bei kleinen und mittleren Kühlmittelverluststörfällen auf. Das STARS-Team führte deshalb eine Reihe von LOCA-Analysen durch und konnte die HSK-Zweifel bestätigen, dass die in der PSA-Studie verwendeten Systemerfolgskriterien tatsächlich nicht korrekt sind. Die Modelle werden diesbezüglich angepasst.

Im Auftrag der HSK wurden die bereits 1995 im Rahmen der Begutachtung des Leistungserhöhungsgesuchs begonnenen Analysen zum ATWS (Transiente ohne Schnellabschaltung) für das Kernkraftwerk Leibstadt weitergeführt. Die Ergebnisse dieser Analysen unterstützen die Forderung der HSK nach einem automati-

schen Rückfahren der Speisewasserfördermenge im ATWS-Fall. Eine entsprechende Anlagenänderung soll im Stillstand 1997 im KKL realisiert werden.

Andere für die HSK wichtige Arbeiten des STARS-Teams betrafen Untersuchungen zum Hochabbrandverhalten von Kernbrennstoff. Ein wichtiges Ergebnis ist die Abbrandabhängigkeit des Beitrages der thermischen Neutronen zum Brennstofftemperaturkoeffizienten. Sicherheitstechnisch ist dies deshalb von Bedeutung, weil der Effekt der Temperaturrückwirkung (inhärente Eigenschaft) bei höheren Abbränden kleiner wird.

Interessant sind auch die Arbeiten zur Kernstabilität bei Siedewasserreaktoren. Auf diesem Gebiet sind die Arbeiten des STARS-Teams auch international auf grosse Resonanz gestossen.

Die Konzentrierung auf einige wesentliche, international breit angewandte Rechen-codes, die durch die Entwickler gut betreut werden und den Anwendern eine aktive Unterstützung zusichern, wurde auch 1996 vom STARS-Team weitergeführt. Diese Konzentrierung auf einige wichtige Codes und die Entwicklung hin zu einem integrierten Programmpaket ist auch im Hinblick auf Qualitätssicherung und effizientes Arbeiten zu begrüssen und wird von der HSK unterstützt.

12.1.4 Radioökologie, PSI, Villigen; Verhalten von Radionukliden in Aare und Rhein, EAWAG, Dübendorf

Das Verhalten von an die Biosphäre abgegebenen Radionukliden muss bekannt sein, um die Dosen für die betroffene Bevölkerung abschätzen zu können. Das Forschungsvorhaben Radioökologie des PSI untersucht das Verhalten von Radionukliden in Böden und in Pflanzen, dasjenige der EAWAG in Oberflächengewässern.

Die Arbeiten des PSI sollen vor allem für das Radioökologie-Rechenprogramm (CHECOSYS) für die schweizerischen Verhältnisse angepasste Parameter bestimmen. CHECOSYS erlaubt, ausgehend von Radionuklidkonzentrationen in der Luft bzw. am Boden, Dosen für Personen der Bevölkerung zu berechnen und Massnahmen im Bereich der Landwirtschaft zur Reduktion dieser Dosen zu beurteilen.

Wesentliche Arbeiten im Jahre 1996 waren die Teilnahme am EU-Projekt SEMINAT (Langzeit-Dynamik von Radionukliden in halbnatürlicher Umgebung). Auf einer Versuchsfläche im Tessin wurden zusammen mit der Eidg. Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft die ersten Feldversuche gestartet. Messungen von Bodenproben aus der Umge-

bung von Tschernobyl wurden fortgeführt und mit Daten der russischen Projektpartner verglichen.

Nach dem Abschluss des dreijährigen EAWAG-Projektes zur Untersuchung des Transport- und Ablagerungsverhaltens von Radionukliden (d. h. insbesondere Cobalt) in Gewässern unterhalb der schweizerischen Kernanlagen wurde aufgrund der gewonnenen Ergebnisse deutlich, dass für ein vertieftes Verständnis der auftretenden Prozesse zusätzliche Untersuchungen notwendig waren. Aufgrund dieser Erkenntnis wurde eine neue Beteiligungsvereinbarung zwischen EAWAG und HSK mit den folgenden Projektzielen abgeschlossen:

a) *Chemische Charakterisierung der Radionuklide im Abwasser*

Die chemisch-physikalische Form der im Abwasser der Kernkraftwerke wichtigen Radionuklide erwies sich in den Untersuchungen des Vorgängerprojektes als bedeutende Einflussgrösse zur Beschreibung des Nuklidverhaltens. Die Untersuchungen sollen vertieft werden.

b) *Änderung des Chemismus im Kontakt mit Flusswasser*

In Versuchen soll die chemische Form der Radionuklide im Flusswasser als Funktion der Distanz und der Jahreszeit ermittelt werden.

c) *Bedeutung von Kolloiden und biologischen Partikeln*

Es soll versucht werden, radioaktive Partikel zu verwenden, um die Methoden der Partikelseparation und Charakterisierung zu erweitern und Phänomene der Nuklid-Anlagerung an diese Partikel zu studieren und zu verstehen. Die Radionuklidadsorption soll parallel zur Radiochemiestudie als Funktion der Zeit, des Ortes und der Jahreszeit genauer evaluiert werden.

Im Jahr 1996 wurde ein Schwerpunkt der Untersuchungen auf die Wasser- und Sedimentationsdynamik im Bielersee gelegt; dabei ging es hauptsächlich darum, das Aarewasser und die darin enthaltenen Substanzen im See zu verfolgen und zu charakterisieren und die im See ablaufenden physikalischen Prozesse zu verstehen.

Ein weiterer Schwerpunkt lag in detaillierten Einzelprobenahmen unterhalb der Kernkraftwerke.

Schliesslich wurde im vergangenen Jahr der aufgrund der Ergebnisse der vorgängigen Untersuchungen überarbeitete Probenahmeplan zur routinemässigen Überwachung der Aktivität in Aare und Rhein in Kraft gesetzt.

Zusammenfassend darf festgestellt werden, dass die von der EAWAG gelieferten Ergeb-

nisse einen tieferen Einblick über die im Vergleich zum Abgabepfad über die Abluft noch wenig untersuchten Transportphänomene im Abwasser erlauben; die gewonnenen Resultate der Untersuchungen werden dabei in Zusammenarbeit mit der Sektion Überwachung der Radioaktivität (SUEr) und dem Institut de radiophysique appliquée (IRA) laufend bei der routinemässigen Probenahme unterhalb der Kernkraftwerke praktisch angewendet.

12.1.5 Radioanalytik und Dosimetrie; PSI Villigen

Das PSI bearbeitet im Auftrag der HSK spezielle Themen der Radioanalytik und der Dosimetrie. Ein wesentliches Arbeitsgebiet betraf die Messung von α -strahlenden Nukliden in Proben aus dem KKL. Um die adäquaten Schutzmassnahmen für das Personal bei Arbeiten an radioaktiv kontaminierten Komponenten festzulegen, müssen rasch Informationen über die Art und Höhe der Kontamination vorliegen. Das PSI entwickelt die α -Messtechnik weiter, um in kurzer Zeit gute Resultate erhalten zu können. Bei Vergleichsmessungen wurden die Methoden zur Bestimmung von Radionukliden im Urin überprüft.

Im Rahmen der Forschungsprojekte zur Dosimetrie wurden Fragen zur Personenkontaminationsmessung nach einem radiologischen Ereignis abgeklärt. Ein neues System zur Neutronen-Personendosimetrie wurde weiterentwickelt und in verschiedenen Neutronenfeldern getestet. Die Eignung von verschiedenen elektronischen Personendosimetern für den Einsatz in Notfallorganisationen einerseits, und als vollwertiges offiziell anerkanntes Personendosimeter andererseits wurden untersucht. Die Installations- und Inbetriebnahmearbeiten am Ganzkörperzähler wurden fortgeführt.

12.1.6 Dosis-Wirkungsbeziehungen, Molekularbiologische Untersuchungen und Studien über die Krebssterblichkeit in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen; Institut für Medizinische Radiobiologie, Zürich; PSI, Villigen; Institut für Sozial- und Präventivmedizin, Zürich

Die HSK hat als Aufsichtsbehörde über die Kernanlagen die Aufgabe, den Schutz von Personal und Bevölkerung vor ionisierenden Strahlen zu gewährleisten. Sie fördert daher Forschungen auf dem Gebiet der Wirkung kleiner Dosen.

Ein Forschungsgebiet beschäftigt sich mit den Mechanismen, die auf Zellniveau ablaufen, um Schädigungen zu reparieren oder bei erfolgloser Reparatur die geschädigte Zelle abzutöten.

Dieses Forschungsprojekt soll das Verständnis des Verhaltens biologischer Systeme unter Einwirkung radioaktiver Strahlung verbessern. Die daraus hervorgehenden Erkenntnisse haben ein grosses Anwendungspotential auch ausserhalb des Strahlenschutzes.

Eine weitere Forschungstätigkeit dient dem Literaturstudium und der Auswertung internationaler Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Wirkung kleiner Dosen. Es geht darum, ob die im Strahlenschutz angewandte lineare Dosis-Wirkungsbeziehung auch für tiefe Dosen gilt. Eine geringere Strahlenwirkung bei tiefen Dosen als heute angenommen hätte weitreichende Auswirkungen auf Schutzmassnahmen nach einem Reaktorunfall, wie z. B. in der Umgebung von Tschernobyl. Aber auch das Ausmass von Sanierungsanstrengungen gegenüber erhöhten Radonkonzentrationen in Wohnhäusern hängt von einer wissenschaftlich gut abgesicherten Dosis-Wirkungsbeziehung ab.

Es gibt ausländische Kernanlagen, in deren Nahumgebung vermehrt Leukämieerkrankungen bei jugendlichen Personen festgestellt worden sind. Es handelt sich dabei aber nicht um einen generellen Befund, und um Auswirkungen von ionisierender Strahlung, sondern um sogenannte «Cluster», und die Frage nach ihrer Ursache ist noch nicht beantwortet.

Das Kantonal-Zürcherische Krebsregister untersucht im Auftrag der HSK die Krebssterblichkeit jugendlicher Personen im Nahbereich der Schweizer Kernanlagen. Diese Arbeit hat keine erhöhten Fallzahlen in den umgebenden Gemeinden aufgezeigt. Eine detaillierte Studie im unteren Aaretal mit seinen drei Kernanlagen ergab weniger Krebs- und Leukämietodesfälle bei jugendlichen Personen, als gemäss Schweizer Statistik zu erwarten wären. Analoge Studien sollen auch an den übrigen Standorten erfolgen.

Zudem beteiligt sich die HSK auch an Untersuchungen, welche Auskunft über die Aussagekraft der gewählten statistischen Analyse erlauben. Wichtig ist dabei, dass eine gute Methode entwickelt wird, die zur Erkennung von Häufungen von Sterbefällen auch bei kleinen Todesfallzahlen verwendet werden kann.

Die heute verfügbare Analyseverfahren soll durch eine weitgehende Systematisierung des «variablen Suchrasters» nach Todesfällen ergänzt werden und so ein Werkzeug werden für ein landesweites Screening nach «Clustern».

12.1.7 REVENT; Institut für Verfahrenstechnik ETH Zürich

Mit dem Projekt REVENT sollen die Vorgänge im Containment, insbesondere der Transport radioaktiver Stoffe bei einer Containment-

Druckentlastung unter realistischen Bedingungen untersucht werden. Es stellt sich die Frage, inwieweit radioaktive Stoffe aus dem Sumpf in die Unfallatmosphäre freigesetzt werden und welcher Anteil davon in das Filtersystem gelangt.

Die bisherigen theoretischen Modelle gehen von stark vereinfachten Annahmen aus und benützen in der Regel konstante Schätzwerte für den sogenannten Dekontaminationsfaktor, unabhängig vom thermodynamischen Zustand im Containment und unabhängig von der Aerosolzusammensetzung.

Im Projekt REVENT wurde an der ETH Zürich ein Versuchsstand im Pilotmassstab errichtet, mit dem repräsentative Experimente durchgeführt werden können.

Für die HSK und auch für die internationale Fachgemeinschaft ist die Kenntnis der Quellterme bei kontrolliertem, gefiltertem Druckabbau im Containment nach einem schweren Kernschmelzunfall von Interesse. Detaillierte Kenntnisse der bei einem solchen Unfall im Containment ablaufenden Phänomene sind zudem notwendig zur Festlegung möglicher Accident Management Massnahmen zur Begrenzung und Linderung der Konsequenzen solcher Störfälle. Die bisher an internationalen Konferenzen vorgetragene Ergebnisse des Projektes stiessen stets auf reges Interesse. Zurzeit wird ein Folgeprojekt ausgearbeitet, in dem vor allem die Konvektion der Unfallatmosphäre und das thermodynamische Verhalten des Sumpfes (Blasendynamik an der Oberfläche) bei Entspannungsverdampfung besser abgeklärt werden soll. Im weiteren soll erstmals das Austrocknen des Sumpfes unter realistischen Bedingungen untersucht werden.

12.1.8 Erdbebenfestigkeit von Tragwänden in Kernkraftwerken; Basler und Hofmann, Zürich

Die Schweiz beteiligt sich am OECD Forschungsprojekt zur Validierung der Berechnungen von Erdbeben-Schubwänden in Kernkraftwerken. Die in Japan durchgeführten Schütteltischversuche an Modellwänden bieten dazu die Grunddaten.

Die im Berichtsjahr erfolgten Vergleichsberechnungen mit verschiedenen Verfahren zeigten, dass mit den Bemessungsnormen und der bisherigen Praxis ein eher konservativer Tragwiderstand resultiert.

Mit verfeinerten Annahmen und einer dynamischen Berechnungsmethode ist eine realistischere und praxisnahe Berechnung möglich. In der Fortführung der Projekte werden Rechenmodelle und Resultate auf internationaler Ebene verglichen werden.

12.1.9 Schweizer Beitrag am NES-C1-Projekt über «Pressurized Thermal Shocks»; Basler und Hofmann, Zürich

Thermoschock-Transienten unter Druck beanspruchen den Reaktordruckbehälter (RDB) in ausserordentlichem Masse. Dies betrifft vor allem auch Behälter, die über längere Zeit einer radioaktiven Bestrahlung ausgesetzt worden sind.

Das neu gegründete «Network for Evaluation of Steel Components» (NES-C) hat ein internationales Projekt gestartet mit dem Ziel, Thermoschocks durch kaltes Notkühlwasser bei gleichzeitig unter Druck stehenden Reaktordruckbehälter experimentell zu studieren und rechnerisch zu analysieren. Die Schweiz liefert einen Beitrag zum Projekt im Bereich der bruchmechanischen Berechnungs- und Analysemethoden mit dem Ziel, die Erkenntnisse in Empfehlungen für die Praxis umzusetzen.

Im vergangenen Forschungsjahr wurde die Methode für die bruchmechanische Berechnung erarbeitet und in einem Bericht festgelegt. Schwierigkeiten bei der Versuchsanordnung verzögerten die Experimente, sodass die weiteren Berechnungen erst Ende 1996 wieder aufgenommen werden konnten.

12.1.10 Melt-Structure-Water Interactions During Severe Accidents im LWR's; Royal Institut of Technology Stockholm

Das Projekt «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents LWRs» (MWSI) wird von sechs Organisationen finanziert und steht unter der Leitung des Royal Institute of Technology (RIT) in Stockholm (Schweden). Ausser der HSK unterstützen die amerikanische (US-NRC) und die schwedische (SKI) Sicherheitsbehörde, sowie verschiedene nordische Kernkraftwerksbetreiber das Projekt. Teile des Projekts werden zudem von der EU im Rahmen eines Vorhabens «Melt-Vessel-Interaction» mitgetragen.

Das Projekt wurde im Frühjahr 1994 begonnen und wird seit dem 1. Januar 1996 von der HSK für vorläufig drei Jahre unterstützt. Mit der Teilnahme an diesem sehr interessanten Forschungsprojekt erhält die HSK einerseits direkten Zugriff zu allen bisher erarbeiteten Ergebnissen und Erkenntnissen und hat andererseits auch Gelegenheit, die Forschungsziele mit konstruktiven Vorschlägen zu ergänzen. Die Arbeiten im Jahre 1996 konzentrierten sich auf zwei Themenkreise:

Lokales RDB-Versagen (Vessel Hole Ablation)

Ein RDB-Versagen kann im Bereich von Durchführungen im RDB-Boden stattfinden, da solche Stellen festigkeitsmässig gewisse Schwachstellen darstellen. Die Frage stellt sich dann, wie eine solche RDB-Öffnung im Bodenbereich sich aufweitet (Ablation), wenn flüssige Schmelze durch die Öffnung austritt. Diese Frage ist insofern wichtig, als dadurch die Ausflussmenge und damit implizit die Möglichkeit und das Ausmass einer Dampfexplosion und des «Direct Containment Heatings» wesentlich bestimmt werden.

Die Ergebnisse der bisher vorliegenden Untersuchungen zeigen, dass die Ablation ein wichtiges Phänomen ist und Ablationsgeschwindigkeiten im Bereich von einigen mm/s auftreten, d. h. eine relativ kleine Öffnung sich sehr schnell vergrössert.

Alle diese Untersuchungen zur Ablation dienen auch dazu, ein theoretisches Modell zu entwickeln, um den Ablationsvorgang bei einem schweren Unfall vorzurechnen. Ein Modell unter dem Namen HAMIS ist in Entwicklung.

Untersuchungen zur Wasser-Schmelze-Wechselwirkung, insbesondere zur Einleitphase einer Dampfexplosion

Diese Abklärungen sind von grosser Wichtigkeit, da sie die in Fachkreisen z. T. noch kontrovers geführten Diskussionen über die Möglichkeit und Wirkung einer Dampfexplosion beim RDB-Versagen zum Thema haben. Ein wichtiger Aspekt bei diesen Untersuchungen ist die Fragmentierung der Schmelze beim RDB-Versagen und die Abkühlung der fragmentierten Schmelzteile. Experimentelle Untersuchungen sollen diese Detailfragen klären helfen, um so die Möglichkeiten einer Dampfexplosion bei einem RDB-Versagen einzugrenzen. Mangels detailliertem Verständnis wird heute in PSA-Analysen noch unterstellt, dass eine Dampfexplosion beim RDB-Versagen immer eintritt. Die Konsequenzen sind dabei je nach Randbedingungen unterschiedlich, was mit probabilistischen Methoden berücksichtigt wird. In jedem Fall ist dieser Ansatz aber konservativ.

12.2 PSI-Schulen

Das Paul Scherrer Institut beherbergt auf seinem Areal Ost zwei Schulen; die Reaktorschule und die Schule für Strahlenschutz.

12.2.1 Reaktorschule

Die Reaktorschule dient der theoretischen Grundausbildung und der Fortbildung des Per-

sonals schweizerischer Kernanlagen. Speziell führt die Reaktorschule eine eidgenössisch anerkannte Technikerschule TS der Fachrichtung Kernkraftwerkstechnik. Die Schule steht unter Aufsicht von VSE, BIGA und HSK und umfasst acht Mitarbeiter und zehn Lehrbeauftragte.

Im April 1996 schlossen 7 Kandidaten – je zwei aus den Kernkraftwerken Beznau und Gösgen sowie drei aus dem Kernkraftwerk Mühleberg – ihre Grundausbildung mit bestandener Prüfung als Kernkraftwerkstechniker TS ab. Sie werden anschliessend in den Anlagen weiter ausgebildet, bevor sie zur Lizenzprüfung als Reaktoroperateur antreten.

Im Januar 1996 begann der siebente Kurs für Kernkraftwerkstechniker an der Reaktorschule. Dieser Kurs dauert bis April 1997 und wird von 5 Teilnehmern aus dem Kernkraftwerk Beznau besucht.

Für Teilnehmer früherer Kurse der Reaktorschule war das Berichtsjahr die letzte Gelegenheit, über das Verfahren der Rückanerkennung nachträglich den Titel eines Kernkraftwerkstechnikers TS zu erwerben. Davon machten noch 14 ehemalige Absolventen der Reaktorschule Gebrauch.

12.2.2 Schule für Strahlenschutz

Die PSI-Strahlenschutzschule bietet seit vielen Jahren behördlich anerkannte Kurse aller Stufen an. Im Berichtsjahr wurden rund 3100 Kursteilnehmer im Fach Strahlenschutz aus- und fortgebildet. An der Schule für Strahlenschutz unterrichteten 1996 sechs vollamtliche Lehrer, von denen im Berichtsjahr drei Lehrer in einem dreitägigen Kurs in Didaktik weitergebildet wurden. Alle Lehrer besuchten für ihre Weiterbildung Fachtagungen und Seminare. Im Laufe des Jahres konnte die Infrastruktur der Schule weiter verbessert werden. Die drei Klassenzimmer wurden neu ausgerüstet und viele Messgeräte konnten durch neue ersetzt werden. Eine moderne Röntgenapparatur, wie sie heute in vielen Arztpraxen im Einsatz steht, wurde installiert.

Die Kurse für die Umschulung auf die neue Strahlenschutz-Gesetzgebung mussten im Berichtsjahr nicht mehr durchgeführt werden, da alle Betroffenen aus dem Fachbereich KKW bereits im Vorjahr ausgebildet wurden, wodurch sich auch die gegenüber dem Vorjahr etwas geringere Anzahl von Kursteilnehmer erklären lässt.

Es ist erwähnenswert, dass 75% der Kursteilnehmer aus den Fachbereichen «Medizinische Berufe» und «Notfallorganisationen»

stammt. Dies sind einerseits vor allem Schülerinnen von Arztgehilfinnen- und MTRA-Schulen¹, die ihr Praktikum absolvieren und andererseits Angehörige der Feuerwehr, des Zivilschutzes und des Militärs. Spezielle Praktika für Ingenieur- und Hochschulen wurden im Berichtsjahr nicht durchgeführt. Studenten dieser Schulen belegten vor allem die Kurse für Strahlenschutzsachverständige.

12.3 «Nuclear Safety Convention» der IAEA

Jedes Land mit ziviler Nutzung der Kernenergie hat seine eigene Methode zur Aufsicht über Kernanlagen entwickelt, welche sich in Anforderungen, Vorgehensweisen, Bearbeitungstiefe usw. unterscheiden. Die IAEA hat versucht, mittels ihrer Richtlinien eine gewisse Vereinheitlichung dieser Methoden zu veranlassen. Mit der Zeit haben sich daraus Minimalanforderungen entwickelt, welche als Basis für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken angesehen werden. Diese Anforderungen wurden von der IAEA formuliert und in der sogenannten «Nuclear Safety Convention» niedergelegt.

Die «Nuclear Safety Convention» trat am 24. Oktober 1996 in Kraft und wurde für die Schweiz am 11. Dezember 1996 verbindlich, nachdem sie von den Räten ratifiziert worden war. Die meisten der darin geforderten Massnahmen sind in der Schweiz seit langer Zeit erfüllt. Zwei Bereiche bedürfen noch einer vertieften Untersuchung: Zum einen verlangt die «Safety Convention» von allen für die nukleare Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten ein Qualitätssicherungsprogramm. Die HSK wird überprüfen müssen, ob die in den schweizerischen Anlagen getroffenen Qualitätsmassnahmen diesen Vorstellungen genügen. Zum andern verlangt die «Convention» zur Wahrung der Unabhängigkeit in der Aufsicht über Kernanlagen eine strikte Trennung der Aufsichtsbehörde von allen Organisationen, welche sich mit der Förderung der Energieerzeugung befassen. Diese Forderung stellt die Stellung der HSK innerhalb des Bundesamtes für Energiewirtschaft in Frage.

Das Übereinkommen verpflichtet die teilnehmenden Länder zur Verwirklichung der geforderten Massnahmen und zur periodischen Berichterstattung über den Zustand der implementierten Programme. Anfangs 1997 soll an einem ersten Treffen der Delegierten der teilnehmenden Länder das Vorgehen zur Überwachung der geforderten Massnahmen definiert werden.

¹ Medizinisch-Technische Röntgen-Assistentinnen

12.4 Zusammenarbeit mit anderen Staaten

- Die Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen (DSK) hielt im Oktober 1996 ihre 14. Sitzung in Solothurn ab. Dabei genehmigte sie den Bericht DSK 96/2 zur Erhöhung der thermischen Nennleistung für das KKL auf 3600 MWth. Der Bericht DSK 96/1 zum ZZL wurde bereits früher per Korrespondenz genehmigt. Ferner prüfte die DSK ihre eigene Organisation und revidierte die Mandate ihrer Arbeitsgruppen: 1. Anlagensicherheit, 2. Notfallschutz, 3. Strahlenschutz und 4. Entsorgung.

- Die «Commission Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires» (CFS) hielt im Juni 1996 ihre 7. Sitzung in Lyon ab. Die beiden Delegationen tauschten Informationen aus insbesondere über Inspektionen, Ereignisse, Alterungsüberwachung und Entsorgung. Die neue Brennelement-Fabrik MELOX wurde besichtigt. Französische Beobachter verfolgten die Notfallübung in Leibstadt. Vertreter der Schweiz konnten die Notfallübung im Kernkraftwerk Fessenheim mitverfolgen.

- Die erste Phase des im November 1994 begonnenen, vom Eidgenössischen Departement für auswärtige Angelegenheiten (EDA), Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit (DEZA), finanzierten und von der HSK geleiteten schweizerisch-russischen Projekts SWIS-RUS dauert bis April 1997. Ziel war es, den Fachleuten der russischen Sicherheitsbehörde moderne Analysewerkzeuge für die Sicherheitsüberprüfung ihrer Kernkraftwerke zur Verfügung zu stellen und sie in der Handhabung dieser Werkzeuge zu schulen. Dies erfolgte anhand einer konkreten Analyse (PSA-Studie) für die russische Anlage Novovoronezh-5, einem Druckwasserreaktor von 1000 MWe Leistung. Damit konnten nebst dem «Know-how»-Transfer auch anlagespezifische Stärken und Schwächen sowie sinnvolle und notwendige Verbesserungsmassnahmen für diese Anlage aufgezeigt werden.

Aufgrund der heute vorliegenden Ergebnisse für intern ausgelöste Ereignisse ist ersichtlich, dass die Anlage noch nicht den Sicherheitsstand westlicher Anlagen aufweist und Verbesserungen angebracht sind. Zudem hat sich gezeigt, dass das Sicherheitsbewusstsein des Betreibers durch die Auseinandersetzung mit der vertieften, alle Sicherheitsaspekte umfassende Sicherheitsanalyse gewachsen ist.

Es ist vorgesehen, das Projekt weiterzuführen und auch Ereignisse wie Erdbeben, Brand, Überflutung usw. probabilistisch zu bewerten

und eine Sicherheitsbeurteilung der Containmentfunktionen durchzuführen.

- Das Eidgenössische Departement für auswärtige Angelegenheiten (EDA) respektive die Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit (DEZA) finanziert das neue Projekt SWIS-SLOVAK. Die HSK leitet dieses Projekt, welches der Unterstützung der slowakischen Sicherheitsbehörde auf dem Gebiet der Sicherheitsanalyse dient und im Rahmen der Zusammenarbeit mit Osteuropa durchgeführt wird. Es wird direkt unter dem Chef der slowakischen Behörde eine Sicherheitsanalysen-Gruppe aufgebaut, die in der Lage ist, sowohl deterministische als auch probabilistische Sicherheitsanalysen und Sicherheitsüberprüfung durchzuführen.

- Im Rahmen des von der IAEA organisierten Erfahrungsaustausches lernten 3 Mitarbeiter der slowakischen Sicherheitsbehörde unsere Arbeiten auf den Gebieten der Notfallbereitschaft kennen. Ein weiteres Gesprächsthema waren die internationalen Kontakte der HSK, mit denen sie sich laufend auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik hält.

- Mit der kanadischen Sicherheitsbehörde (AECB) wurde ein Abkommen über Informationsaustausch unterzeichnet.

Anhang A

Tabellen

Tabelle A1 Betriebsdaten der schweizerischen Kernkraftwerke 1996 60
Tabelle A2 Bestand an lizenziertem Personal in den Kernkraftwerken Ende 1996. In Klammern Werte von 1995 61
Tabelle A3 Meldungen der Anlagenbetreiber über besondere Vorkommnisse 1996 gemäss HSK-Richtlinie R-15 und R-25. In Klammern Werte von 1995. 62
Tabelle A4 Zusammenstellung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung für das Jahr 1996 und die daraus resultierenden Dosen für Einzelpersonen der Bevölkerung. (Fussnoten am Ende der Tabelle) 63
Tabelle A5a Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke 66
Tabelle A5b Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke und Forschung 67
Tabelle A6a Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke 68
Tabelle A6b Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke und Forschung 69
Tabelle A7 Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Anzahl Personen nach Alter und Geschlecht, Kraftwerke und Forschung, Eigen- und Fremdpersonal 70
Tabelle A8 Verteilung der Extremitätendosen 1996, Kraftwerke und Forschung 71
Tabelle A9 Inkorporationen und Folgedosis E_{50} , 1996, Kraftwerke und Forschung 72
Tabelle A10a Verteilung der Lebensalterdosen des Eigenpersonals, 1996, Kraftwerke und Forschung 73
Tabelle A10b Altersverteilung der Lebensalterdosen des Eigenpersonals, 1996, Kraftwerke und Forschung 74
Tabelle A11 Radioaktive Abfälle in den Kernkraftwerken und im PSI (inklusive Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung. Volumen in m ³) 75

Figuren

Figur A1 Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung 1987–1996 (Angaben in %) 76
Figur A2 Meldepflichtige, klassierte Ereignisse 1987–1996 77
Figur A3 Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (Scrams) 1987–1996 78
Figur A4 Brennstabschäden (Anzahl Stäbe) 1986–1996 79
Figur A5 Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kraftwerke, 1980–1996 80
Figur A6 Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kernanlagen, 1969–1996 81
Figur A7 Anzahl der Jahresindividuale Dosen (Ganzkörper) > 20 mSv, 82
Figur A8 Mittlere Jahresindividuale Dosen [mSv] der Kraftwerke, 1980–1996 83
Figur A9 Anzahl der Personen mit Lebensalterdosen > 200 mSv 84
Figur A10 Errechnete Dosis für die meistbetroffene Person1 (Erwachsener) in der Umgebung der Kernkraftwerke 85

Tabelle A1

Betriebsdaten der schweizerischen Kernkraftwerke 1996

	KKB I	KKB II	KKM	KKG	KKL
Thermisch erzeugte Energie [GWh]	8624	8774	8125	24517	23708
Abgegebene elektrische Nettoenergie [GWh]	2753	2754	2649	7874	7705
Abgegebene thermische Energie [GWh]	133,6	7,4	3,09	142,2	–
Zeitverfügbarkeit ¹ [%]	88,2	90,1	89,3	93,4	88,7
Nichtverfügbarkeit durch Jahresrevision [%]	11,8	9,9	10,1	6,6	10,4
Arbeitsausnutzung ² [%]	88,9	89,4	84,5	93,6	85,4
Anzahl ungeplanter Scrams	3	3	1	0	0
Andere ungeplante Abschaltungen	0	0	0	0	0
Störungsbedingte Leistungsreduktionen (>10% P _N)	3	5	4	0	1

¹ Zeitverfügbarkeit (in %): Zeit, in der das Werk in Betrieb bzw. in betriebsbereitem Zustand ist.

² Arbeitsausnutzung (in %): Produzierte Energie, bezogen auf die Nennleistung und eine hundertprozentige Zeitverfügbarkeit.

Bemerkung:

Aus der Definition von Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung geht hervor, dass der Wert der Arbeitsausnutzung normalerweise kleiner ist als derjenige der Zeitverfügbarkeit. Wegen der Erhöhung der elektrischen Nettoleistung bei unveränderter Nennleistung durch den Austausch von Komponenten (z. B. Dampferzeuger, Hoch- und Niederdruckturbinen) wird die Arbeitsausnutzung grösser als 100%. Eine Anpassung der Nennleistung wird vom Betreiber vorgenommen, wenn er sicher ist, dass die jährlichen Schwankungen der elektrischen Nettoleistung immer über der Nennleistung bleiben. Kleinere Abweichungen werden jedoch toleriert, da die elektrische Nennleistung ein unveränderliches Merkmal eines Kraftwerkes ist und möglichst wenig geändert wird.

Tabelle A2

Bestand an lizenziertem Personal in den Kernkraftwerken Ende 1996. In Klammern Werte von 1995.

Funktion	KKB I+II	KKM	KKG	KKL
B-Operateur	20 (20)	12 (14)	6 (9)	21 (16)
A-Operateur	18 (17)	8 (7)	23 (20)	7 (8)
Schichtchef und -Stv.	22 (21)	10 (10)	17 (17)	17 (17)
Pikett- und Betriebsingenieur	10 (9)	7 (8)	12 (12)	10 (10)
Strahlenschutzkontrolleur	4 (5)	6 (8)	5 (5)	9 (10)
Strahlenschutz-Chefkontrolleur	6 (6)	5 (3)	4 (4)	6 (5)

Tabelle A3

**Meldungen der Anlagenbetreiber über besondere Vorkommnisse 1996
gemäss HSK-Richtlinie R-15 und R-25. In Klammern Werte von 1995.**

Anzahl der Ereignismeldungen in der Schweiz im Jahre 1996							
	technische Ereignisse			radiologische Ereignisse			Internationale Bewertungs- skala (INES)
Anlage	Klasse S ¹	Klasse A ²	Klasse B ³	Klasse S ¹	Klasse A ²	Klasse B ³	INES ⁴ Stufe
KKB I	0 (0)	0 (0)	4 (1)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 und 1
KKB II	0 (0)	0 (0)	5 (2)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0
KKM	0 (0)	0 (0)	2 (1)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0
KKG	0 (0)	0 (0)	5 (2)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0
KKL	0 (0)	0 (0)	1 (4)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0
PSI	0 (0)	0 (0)	0 (2)	0 (0)	0 (1)	4 (0)	0
EPFL	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	–
UNI BS	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	–

¹ Ereignisse, welche eine Gefahr für die Anlage, das Personal oder die Umgebung darstellen.

² Ereignisse von sicherheitstechnischer Bedeutung, aber mit keiner oder nur geringerradiologischer Auswirkung auf die Umgebung.

³ Ereignisse von geringfügiger sicherheitstechnischer Bedeutung. Sie werden erfasst und ausgewertet, damit eine frühzeitige Erkennung von eventuellen Schwachstellen ermöglicht wird.

⁴ Angabe der vorgenommenen INES-Einstufung (Bereich: 0 bis 7)

Bemerkung:

Die Tabelle A3 hat ausschliesslich das Ziel, die im Textteil bereits beschriebenen Vorkommnisse in übersichtlicher, aufzählender Art darzustellen. Sie dient nicht einem Risikovergleich zwischen den Anlagen, was sonst zu Fehlbeurteilungen führen könnte.

Tabelle A4

Zusammenstellung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung für das Jahr 1996 und die daraus resultierenden Dosen für Einzelpersonen der Bevölkerung. (Fussnoten am Ende der Tabelle)

Anlage	Medium	Art der Abgaben	Abgabelimiten (AL) (gem. Reglement) ¹	Tatsächliche Abgaben ² ; ($\pm 50\%$)	Berechnete Jahresdosis ³	
			Bq/Jahr	Bq/Jahr	Erwachsener mSv/Jahr	Kleinkind mSv/Jahr
KKB 1+ KKB 2	Abwasser (36000 m ³)	Nuklidgemisch (ohne Tritium) ⁴	$4 \cdot 10^{+11}$	$3,0 \cdot 10^{+09}$	<0,001	<0,001
		Tritium	$7 \cdot 10^{+13}$	$1,2 \cdot 10^{+13}$	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase ⁴	$1 \cdot 10^{+15}$	$2,6 \cdot 10^{+12}$	<0,001	<0,001
		Aerosole ⁵ (ohne I-131, Halbwertszeit > 8 Tage)	$6 \cdot 10^{+09}$	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Jod-131 ⁴	$4 \cdot 10^{+09}$ (nur I-131)	$2,5 \cdot 10^{+07}$	<0,001	<0,001
Kohlenstoff-14 ⁶	---	$4,0 \cdot 10^{+10}$	0,0011	0,0018		
KKM	Abwasser (5978 m ³)	Nuklidgemisch (ohne Tritium) ⁴	$4 \cdot 10^{+11}$	$2,0 \cdot 10^{+09}$	<0,001	<0,001
		Tritium	$2 \cdot 10^{+13}$	$2,9 \cdot 10^{+11}$	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase ⁴	$2 \cdot 10^{+15}$	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Aerosole ⁵ (ohne I-131, Halbwertszeit > 8 Tage)	$2 \cdot 10^{+10}$	<0,1% AL	0,0089	0,0066
		Jod-131	$2 \cdot 10^{+10}$	<0,1% AL	<0,001	<0,001
Kohlenstoff-14 ⁶	---	$2,0 \cdot 10^{+11}$	<0,001	0,0011		
KKG	Abwasser (7358 m ³)	Nuklidgemisch (ohne Tritium) ⁴	$2 \cdot 10^{+11}$	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Tritium	$7 \cdot 10^{+13}$	$1,3 \cdot 10^{+13}$	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase ⁴ - β -total-Messung	$1 \cdot 10^{+15}$	(<) $1,3 \cdot 10^{+13}$ (<) $1,1 \cdot 10^{+13}$)	<0,001	<0,001
		Aerosole ⁵ (ohne I-131, Halbwertszeit > 8 Tage)	$1 \cdot 10^{+10}$	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Jod-131	$7 \cdot 10^{+09}$	$1,0 \cdot 10^{+07}$	<0,001	<0,001
Kohlenstoff-14 ⁶	---	$1,0 \cdot 10^{+11}$	<0,001	0,0011		
KKL	Abwasser (16822 m ³)	Nuklidgemisch (ohne Tritium) ⁴	$4 \cdot 10^{+11}$	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Tritium	$2 \cdot 10^{+13}$	$7,1 \cdot 10^{+11}$	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase ⁴	$2 \cdot 10^{+15}$	$8,7 \cdot 10^{+12}$	<0,001	<0,001
		Aerosole ⁵ (ohne I-131, Halbwertszeit > 8 Tage)	$2 \cdot 10^{+10}$	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Jod-131	$2 \cdot 10^{+10}$	$7,1 \cdot 10^{+08}$	<0,001	<0,001
Kohlenstoff-14 ⁶	---	$2,2 \cdot 10^{+11}$	0,0011	0,0018		

Tabelle A4 (Fortsetzung)

Anlage	Medium	Art der Abgaben	Abgabelimiten (AL) ¹			Tatsächliche Abgaben ² , (±50%)			Berechnete Jahresdosis ³					
			Bq/Jahr			Bq/Jahr			Erwachsener mSv/Jahr			Kleinkind mSv/Jahr		
PSI-OST	Abwasser (18448m ³)	Nuklidgemisch (ohne Tritium) ⁴	2·10 ⁺¹¹ (für gesamtes PSI)			<0,1% AL			<0,001			<0,001		
		Tritium	2·10 ⁺¹³ (für gesamtes PSI)			<0,1% AL			<0,001			<0,001		
	Abluft	Edelgase/Gase (Ar-41-aeq.) ⁴	Hochka-min-Ost	Verbren-nungsanl.	Uebrige-Ost ⁷	Hochka-min-Ost	Verbren-nungsanl.	Uebrige-Ost ⁷	Hochka-min-Ost	Verbren-nungsanl.	Uebrige-Ost	Hochka-min-Ost	Verbren-nungsanl.	Uebrige-Ost
			--	4·10 ⁺¹²	5·10 ⁺¹¹	1,5·10 ⁺¹⁰	--	--	<0,001	--	--	<0,001	--	--
		β/γ-Aerosole ⁵ (ohne Jod, Halbwertszeit >8 Tage)	1·10 ⁺¹⁰	1·10 ⁺⁰⁹	1·10 ⁺⁰⁸	<0,1% AL	4,9·10 ⁺⁰⁷	--	} <0,001	} 0,0015	} --	} <0,001	} 0,0017	} --
		β/γ-Aerosole ⁵ (8 Std.<Halbwertszeit <8 Tage)	--	--	--	2,4·10 ⁺⁰⁷	--	--						
α-Aerosole	3·10 ⁺⁰⁸	5·10 ⁺⁰⁷	2·10 ⁺⁰⁶	--	3,3·10 ⁺⁰⁵	--								
Jod (I-131-aeq.) ⁴	3·10 ⁺¹⁰	2·10 ⁺⁰⁹	2·10 ⁺⁰⁸	2,4·10 ⁺⁰⁸	2,0·10 ⁺⁰⁷	--	<0,001	<0,001	--	<0,001	<0,001	--		
Tritium (tritiertes Wasser)	--	4·10 ⁺¹²	2·10 ⁺¹²	2,3·10 ⁺¹⁰	<0,1% AL	8,0·10 ⁺¹¹	<0,001	<0,001	<0,001	<0,001	<0,001	<0,001	<0,001	
PSI-WEST	Abwasser (78 m ³)	Nuklidgemisch (ohne Tritium) ⁴	vgl. PSI-Ost			<0,1% AL			<0,001			<0,001		
		Tritium	vgl. PSI-Ost			<0,1% AL			<0,001			<0,001		
	Abluft	Edelgase/Gase (Ar-41-aeq.) ⁴	Zentr. Ab-luft-West	Doppel-kamin	Uebrige-West ⁷	Zentr. Ab-luft-West	Doppel-kamin	Uebrige-West ⁷	Zentr. Ab-luft-West	Doppel-kamin	Uebrige-West	Zentr. Ab-luft-West	Doppel-kamin	Uebrige-West
			2·10 ⁺¹⁴	5·10 ⁺¹²	2·10 ⁺¹²	8,9·10 ⁺¹³	2,0·10 ⁺¹⁰	1,2·10 ⁺¹¹	0,004	<0,001	<0,001	0,004	<0,001	<0,001
		β/γ-Aerosole ⁵ (ohne Jod und Be-7, T _{1/2} >8 Tage)	2·10 ⁺⁰⁸	5·10 ⁺⁰⁷	2·10 ⁺⁰⁸	4,4·10 ⁺⁰⁷	<0,1% AL	<0,1% AL	} <0,001	} <0,001	} <0,001	} <0,001	} <0,001	} <0,001
		β/γ-Aerosole ⁵ (8 Std.<Halbwertszeit <8 Tage)	1·10 ⁺¹¹	--	--	2,5·10 ⁺⁰⁹	--	--						
α-Aerosole	--	--	--	--	--	--								
Jod (I-131-aeq.) ⁴	5·10 ⁺⁰⁹	--	1·10 ⁺⁰⁸	4,6·10 ⁺⁰⁸	--	--	<0,001	--	--	<0,001	--	--		
Tritium (tritiertes Wasser)	6·10 ⁺¹³	--	2·10 ⁺¹²	4,9·10 ⁺¹¹	--	4,0·10 ⁺¹⁰	<0,001	--	<0,001	<0,001	<0,001	--	<0,001	

Tabelle A4 (Fussnoten)

- ¹ Abgabelimiten gemäss Bewilligung der jeweiligen Kernanlage. Die **Abgabelimiten** wurden so festgelegt, dass die radiologische Belastung der kritischen Bevölkerungsgruppe in der Umgebung unter 0,2 mSv/Jahr bleibt. Bei einigen Stoffgruppen und Abgabestellen des PSI wurde auf die Festlegung von Jahresabgabelimiten verzichtet, da auch bei dauernder Ausschöpfung der Kurzzeitabgabelimiten die resultierende Dosis unbedeutend klein ist.
- ² Die **Messung der Abgaben** erfolgt nach den Erfordernissen der Reglemente «für die Abgaben radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks...» resp. des Reglementes «für die Abgabe radioaktiver Stoffe und deren Überwachung in der Umgebung des Paul Scherrer Instituts (PSI)». Die Messgenauigkeit beträgt ca. $\pm 50\%$. Abgaben unterhalb 0,1% der Jahresabgabelimite werden von der HSK als nicht-relevant betrachtet und mit «<0,1% AL» angegeben.
Sofern für ein Nuklidgemisch keine nuklidspezifische Messungen vorliegen, wird für die Dosisberechnung und allfällige Äquivalentumrechnungen von einem Standardnuklidgemisch ausgegangen. Für Aerosole wird beim KKB ein Gemisch von 50% Co-60 und 50% Cs-137 angenommen. Beim KKG wird für die Edelgase eine β -total-Messung durchgeführt (siehe den Wert in Klammern); für die Berechnungen (Abgabe-Äquivalent und Dosis) wurde in diesem Fall ein Gemisch von 80% Xe-133, 10% Xe-135 und 10% Kr-88 angesetzt.
- ³ **Berechnete Jahresdosis** (effektive Äquivalenzdosis) für Personen, die sich dauernd am kritischen Ort aufhalten, ihre gesamte Nahrung von diesem Ort beziehen und ihren gesamten Trinkwasserbedarf aus dem Fluss unterhalb des Werkes resp. des PSI decken (Wasserführung der Aare in Mühleberg $3,8 \cdot 10^9$ m³/Jahr, in Gösgen $9,0 \cdot 10^9$ m³/Jahr, in Würenlingen (PSI) und in Beznau $1,8 \cdot 10^{10}$ m³/Jahr und des Rheines in Leibstadt $3,3 \cdot 10^{10}$ m³/Jahr).
Dosiswerte kleiner als 0,001 mSv – entsprechend einer Dosis, die durch natürliche externe Strahlung in ca. zehn Stunden akkumuliert wird – werden nicht angegeben.
Die Berechnungen erfolgten nach den in der HSK-Richtlinie R-41 angegebenen Modellen und mit den ebenfalls dort festgelegten Parametern.
- ⁴ Angabe in **Abgabe-Äquivalenten**:
Abwasser: Abgaben in Bq/Jahr normiert auf einen Referenz-LE-Wert von 200 Bq/kg. Die LE-Werte für die einzelnen Nuklide sind dem Anhang 3 der Strahlenschutzverordnung (StSV) entnommen. Ein LE-Wert von 200 Bq/kg entspricht einem Referenz-Nuklid mit einem Ingestions-Dosisfaktor von $5 \cdot 10^{-08}$ Sv/Bq.
Edelgase: Abgaben in Bq/Jahr normiert auf einen Referenz-CA-Wert von $2 \cdot 10^{+05}$ Bq/m³ (für KKW) resp. $5 \cdot 10^{+04}$ Bq/m³ (PSI, Argon-41-Äquivalent). Die CA-Werte für die Edelgasnuklide sind dem Anhang 3 der Strahlenschutzverordnung (StSV) entnommen. Ein CA-Wert von $2 \cdot 10^{+05}$ Bq/m³ entspricht einem Referenz-Nuklid mit einem Immersions-Dosisfaktor von $4,4 \cdot 10^{-07}$ (Sv/Jahr)/(Bq/m³).
Jod (Für das PSI): Jod-131-Äquivalente berechnet durch gewichtete Summation der Abgaben sämtlicher Iod-Nuklide, wobei sich der Gewichtungsfaktor aus dem Verhältnis des Ingestionsdosisfaktors des jeweiligen Nuklides zum Ingestionsdosisfaktor von I-131 ergibt. Die Ingestionsdosisfaktoren sind der StSV entnommen.
- ⁵ Der Dosisbeitrag von Aerosolen mit Halbwertszeiten kleiner 8 Tagen ist bei den Kernkraftwerken vernachlässigbar. Beim PSI-West spielen allenfalls die extrem kurzlebigen Aerosole für die Inhalations- und Immersionsdosis sowie für die Dosis aus der Bodenstrahlung eine Rolle. Unter sehr konservativen Annahmen errechnet sich ein Beitrag von ca. 50% zur gesamten Aerosoldosis.
Beim KKM ergibt sich der Hauptbeitrag zur Dosis durch die Bodenstrahlung von Aerosolen, die im Jahre 1986 durch eine unkontrollierte Abgabe in die Umgebung gelangten. Der Dosisbeitrag, der durch Aerosolabgaben im Berichtsjahr verursacht wurde, ist demgegenüber vernachlässigbar und liegt in der Grössenordnung der anderen schweizerischen Kernkraftwerke.
- ⁶ Die angegebenen Abgaben von C-14 basieren mit Ausnahme des KKL (gemessene Werte) auf Abschätzungen der HSK basierend auf temporären Messungen in den Anlagen in früheren Jahren.
- ⁷ **Ausbreitungsäquivalente**: Um die Zahl der Abgabelimiten für das PSI zu begrenzen, werden verschiedene Abgabestellen unter «Übrige Ost» respektive «Übrige West» zusammengefasst. Dies ist nur möglich, wenn die tatsächlich gemessenen Abgaben in ausbreitungsäquivalente Werte umgerechnet, d. h. mit Hilfe der Ausbreitungsfaktoren auf die Eigenschaften (Abgabehöhe, Ausstossgeschwindigkeit) einer Referenz-Abgabestelle normiert werden. Sowohl für die Abgabelimiten wie für die Abgaben sind in der Tabelle für die «Übrigen Ost» resp. «Übrigen West» ausbreitungsäquivalente Werte angegeben.

Tabelle A5a

Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke

Dosisverteilung [mSv]	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Total KKW ¹		
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F
> 0.0 - 1.0	199	432	631	201	361	562	216	1103	1319	131	703	834	747	2247	2994
> 1.0 - 2.0	60	69	129	28	41	69	65	163	228	37	87	124	190	323	513
> 2.0 - 5.0	71	91	162	35	59	94	52	186	238	70	84	154	228	405	633
> 5.0 - 10.0	25	22	47	25	25	50	19	65	84	26	39	65	95	162	257
> 10.0 - 15.0	5		5	7		7	1	4	5	5	5	10	18	9	27
> 15.0 - 20.0				1		1							1	2	3
> 20.0 - 25.0															
> 25.0 - 30.0															
> 30.0 - 35.0															
> 35.0 - 40.0															
> 40.0 - 45.0															
> 45.0 - 50.0															
über 50.0															
Total Personen	360	614	974	297	486	783	353	1521	1874	269	918	1187	1279	3148	4427
Mittel pro Person [mSv]	1.6	1.0	1.2	1.6	0.9	1.2	1.3	1.0	1.0	2.0	0.9	1.2	1.6	1.1	1.2

¹ Fremdpersonal, das in mehreren Anlagen eingesetzt wurde, ist hier nur einmal gezählt.
E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal; in allen Anlagen werden TL-Dosimeter benutzt.

Tabelle A5b

Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke und Forschung

Dosisverteilung [mSv]	PSI	EPFL	UNI-BASEL	Total Forschung ¹	Total KKW E+F	Total KKW und Forschung ²
0.0 - 1.0	1077	8	4	1089	2994	4022
> 1.0 - 2.0	51			52	513	565
> 2.0 - 5.0	44			44	633	677
> 5.0 - 10.0	7			7	257	264
> 10.0 - 15.0					27	27
> 15.0 - 20.0					3	3
> 20.0 - 25.0						
> 25.0 - 30.0						
> 30.0 - 35.0						
> 35.0 - 40.0						
> 40.0 - 45.0						
> 45.0 - 50.0						
über 50.0						
Total Personen	1179	8	4	1192	4427	5558
Mittel pro Person [mSv]	0.4	0.0	0.2	0.4	1.2	1.1

¹ Diese Spalte enthält eine Person, 1,01 mSv Jahresdosis, der Versuchsanlage Lucens.

² Fremdpersonal, das in der Forschung und in den Kraftwerken eingesetzt wurde, ist hier nur einmal gezählt.
E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal; in allen Anlagen werden TL-Dosimeter benutzt.

Tabelle A6a

Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke

Dosisverteilung [mSv]	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Total KKW ¹		
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F
0.0 - 1.0	45.2	85.0	130.2	45.8	46.8	92.6	41.4	253.9	295.3	30.4	141.7	172.0	162.8	493.3	656.1
> 1.0 - 2.0	85.7	104.0	189.7	42.5	60.3	102.8	96.7	242.6	339.3	56.1	120.9	177.0	281.0	476.4	757.4
> 2.0 - 5.0	215.4	293.1	508.5	106.8	184.8	291.6	173.6	557.1	730.6	230.1	280.7	510.8	725.8	1275.2	2001.0
> 5.0 - 10.0	175.0	142.0	317.0	167.3	165.2	332.5	125.3	420.5	545.7	179.0	252.4	431.4	646.6	1072.5	1719.1
> 10.0 - 15.0	55.8		55.8	86.3		86.3	11.0	42.7	53.7	54.8	54.7	109.5	207.9	99.5	307.4
> 15.0 - 20.0				15.2		15.2							15.2	31.3	46.5
> 20.0 - 25.0															
> 25.0 - 30.0															
> 30.0 - 35.0															
> 35.0 - 40.0															
> 40.0 - 45.0															
> 45.0 - 50.0															
über 50.0															
Total [Pers.-mSv]	577.1	624.1	1201.2	463.9	457.0	920.9	447.9	1516.7	1964.6	550.3	850.4	1400.7	2039.2	3448.3	5487.5
Höchste Einzeldosis [mSv]	13.6	9.6	13.6	15.2	9.7	15.2	11.0	11.0	11.0	11.6	11.8	11.8	15.2	15.1	15.2

¹ Fremdpersonal, das in mehreren Anlagen eingesetzt wurde, ist hier nur einmal gezählt. Durch die Addition von in verschiedenen Werken akkumulierten Individualdosen verändern sich die Kollektivdosen in einzelnen Dosisintervallen.

E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal

Tabelle A6b

Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke und Forschung

Dosisverteilung [mSv]	PSI	EPFL	UNI-BASEL	Total Forschung ¹	Total KKW E+F	Total KKW und Forschung ²
0.0 - 1.0	171.5	0.6	0.7	172.8	656.1	828.9
> 1.0 - 2.0	71.7			72.7	757.4	830.0
> 2.0 - 5.0	141.7			141.7	2001.0	2142.7
> 5.0 - 10.0	46.3			46.3	1719.1	1765.4
> 10.0 - 15.0					307.4	307.4
> 15.0 - 20.0					46.5	46.5
> 20.0 - 25.0						
> 25.0 - 30.0						
> 30.0 - 35.0						
> 35.0 - 40.0						
> 40.0 - 45.0						
> 45.0 - 50.0						
über 50.0						
Total [Pers.-mSv]	431.2	0.6	0.7	433.5	5487.5	5920.9
Höchste Einzeldosis [mSv]	9.3	0.4	0.7	9.3	15.2	15.2

¹ Diese Spalte enthält eine Person, 1,01 mSv Jahresdosis, der Versuchsanlage Lucens.

² Fremdpersonal, das in der Forschung und in den Kraftwerken eingesetzt wurde, ist hier nur einmal gezählt.
E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal

Tabelle A7

Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1996, Anzahl Personen nach Alter und Geschlecht, Kraftwerke und Forschung, Eigen- und Fremdpersonal

Dosisverteilung	16 - 18 Jahre		19 - 20 Jahre		21 - 30 Jahre		31 - 40 Jahre		41 - 50 Jahre		51 - 60 Jahre		> 60 Jahre		
[mSv]	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	M	F	Total
0.0 - 1.0	10	1	52	2	816	42	1037	50	1024	29	769	40	148	2	4022
> 1.0 - 2.0			5		127	4	184	2	140	4	81	1	17		565
> 2.0 - 5.0	1		2		155	1	227		194		90		7		677
> 5.0 - 10.0					60		88		74		37		5		264
> 10.0 - 15.0					2		11		7		6		1		27
> 15.0 - 20.0					2				1						3
> 20.0 - 25.0															
> 25.0 - 30.0															
> 30.0 - 35.0															
> 35.0 - 40.0															
> 40.0 - 45.0															
> 45.0 - 50.0															
über 50.0															
Total Personen	11	1	59	2	1162	47	1547	52	1440	33	983	41	178	2	5558
Mittel pro Person [mSv]	0.40	1.00	0.37		1.14	0.28	1.26	0.16	1.12	0.32	0.88	0.08	0.64		1.07
Kollektivdosis [Pers.-mSv]	4.4	1.0	22.0		1320.7	13.0	1943.1	8.5	1616.4	10.6	863.4	3.4	114.5		5920.9

M = Männer, F = Frauen

Tabelle A8

Verteilung der Extremitätendosen 1996, Kraftwerke und Forschung

Dosisverteilung [mSv]	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Total KKW			PSI	Summe KKW + PSI
	E	F	E+F	E	F	E+F	E	E	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F		
0.0 - 25.0	8	28	36	5	8	13	4	2	6	15	24	39	32	62	94	81	175
> 25.0 - 50.0					3	3	1	2	3				1	5	6	4	10
> 50.0 - 75.0																	
> 75.0 - 100.0																	
> 100.0 - 150.0				2		2							2		2		2
> 150.0 - 200.0																	
> 200.0 - 250.0																	
> 250.0 - 300.0																	
> 300.0 - 350.0																	
> 350.0 - 400.0																	
> 400.0 - 450.0																	
> 450.0 - 500.0																1	1
über 500.0																	
Total Personen	8	28	36	7	11	18	5	4	9	15	24	39	35	67	102	86	188

E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal

Tabelle A9

Inkorporationen und Folgedosis E_{50} , 1996, Kraftwerke und Forschung

Folgedosis E_{50} Dosisverteilung	KKB I+II			KKG			KKL			KKM			Total KKW			PSI	Summe KKW + PSI
	E	F	E + F	E	F	E + F	E	F	E + F	E	F	E + F	E	F	E + F		
0.0 - 1.0	170	299	469	285	483	768	355	1433	1788	269	918	1187	1079	3133	4212	427	4639
> 1.0 - 2.0																1	1
> 2.0 - 5.0																	
> 5.0 - 10.0																	
> 10.0 - 15.0																	
> 15.0 - 20.0																	
> 20.0 - 25.0																	
> 25.0 - 30.0																	
> 30.0 - 35.0																	
> 35.0 - 40.0																	
> 40.0 - 45.0																	
> 45.0 - 50.0																	
über 50.0																	
Total Personen	170	299	469	285	483	768	355	1433	1788	269	918	1187	1079	3133	4212	427	4639
Medizinische Untersuche	461	396	857	287		287	343		343	269	77	346	1360	473	1833	829	2662

Personen, die in der Triagemessung die Triageschwelle nicht überschritten haben, werden in dieser Tabelle im Dosisintervall 0–1.0 mSv eingetragen.

Tabelle A10a

Verteilung der Lebensalterdosen des Eigenpersonals, 1996, Kraftwerke und Forschung

Dosisverteilung [mSv]	KKB I+II	KKG	KKL	KKM	KKW Total	PSI	KKW + PSI Total
> 200.0 - 250.0	26	5		16	47	4	51
> 250.0 - 300.0	19	1	1	8	29	1	30
> 300.0 - 350.0	15	1		3	19	1	20
> 350.0 - 400.0	5			4	9		9
> 400.0 - 450.0	6			3	9		9
> 450.0 - 500.0	4			7	11		11
> 500.0 - 550.0	3				3		3
> 550.0 - 600.0	1				1		1
über 600.0	1				1		1
Total Personen	80	7	1	41	129	6	135

inklusive Personal, das 1996 ausgetreten ist

Tabelle A10b

Altersverteilung der Lebensaltersdosen des Eigenpersonals, 1996, Kraftwerke und Forschung

Dosisverteilung [mSv]	21 - 30 Jahre	31 - 40 Jahre	41 - 50 Jahre	51 - 60 Jahre	> 60 Jahre	KKW + PSI Total
200.0 - 250.0		2	14	34	1	51
> 250.0 - 300.0			13	13	4	30
> 300.0 - 350.0			7	12	1	20
> 350.0 - 400.0				7	2	9
> 400.0 - 450.0			1	7	1	9
> 450.0 - 500.0			3	8		11
> 500.0 - 550.0			2	1		3
> 550.0 - 600.0				1		1
über 600.0				1		1
Total Personen		2	40	84	9	135

inklusive Personal, das 1996 ausgetreten ist

Tabelle A11

Radioaktive Abfälle in den Kernkraftwerken und im PSI (inklusive Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung. Volumen in m³)

	unkonditioniert		konditioniert ¹	
	Anfall ²	Bestand ³	Produktion ²	Bestand ³
PSI	162	320	15	715
KKB	149	75	10	877
KKM	111	507	50	274
KKG	47	52	15	209
KKL	190	290	60	1065
Total	659	1244	150	3140

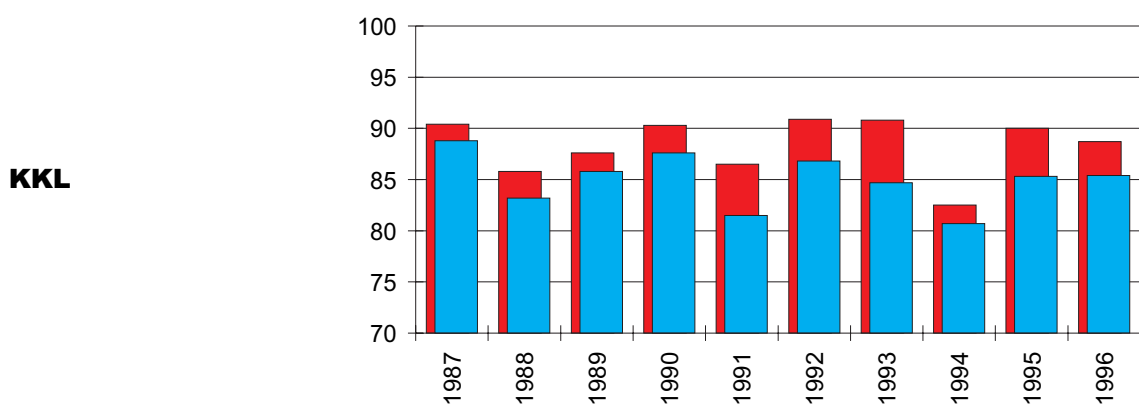
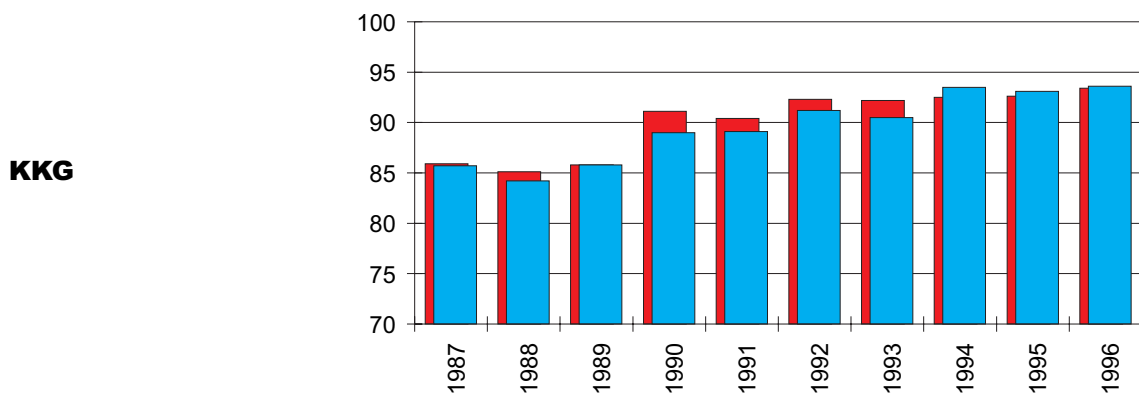
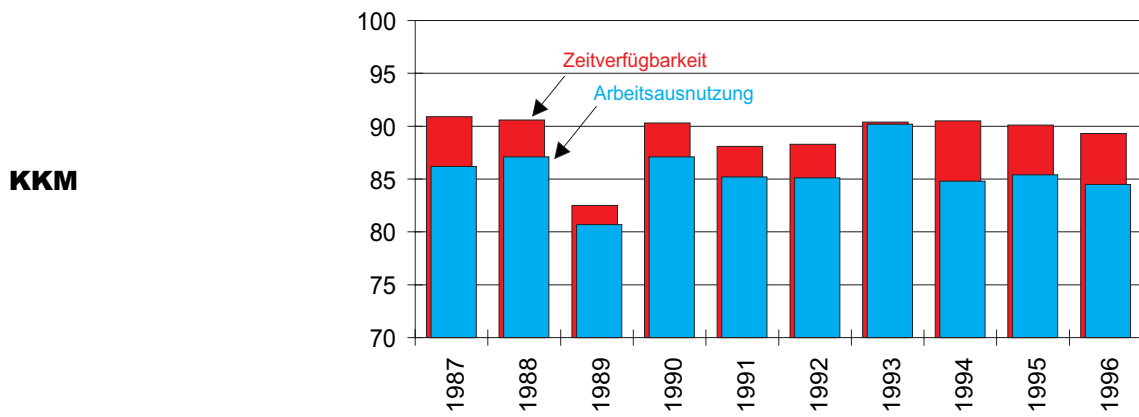
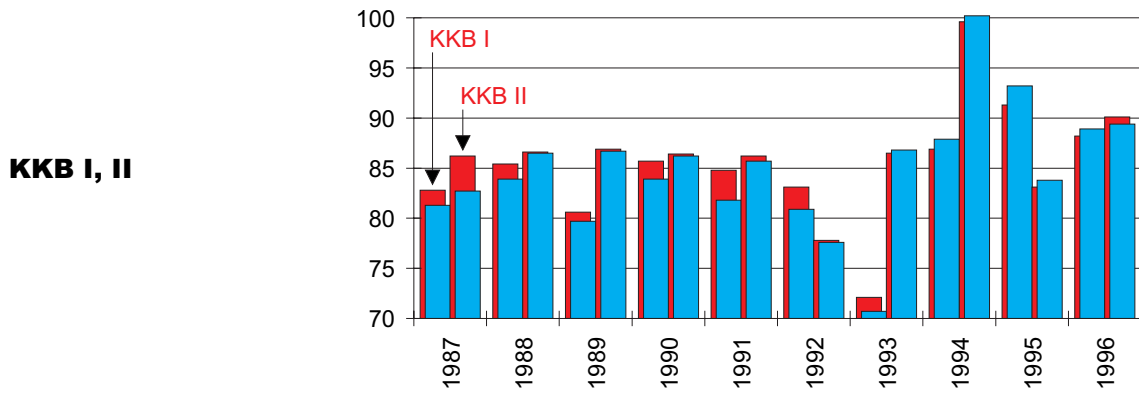
¹ Bei der Konditionierung brennbarer und pressbarer Abfälle findet eine Volumenreduktion statt

² Volumen im Berichtsjahr 1996

³ Volumen in den Lagern der Kernanlagen Ende 1996

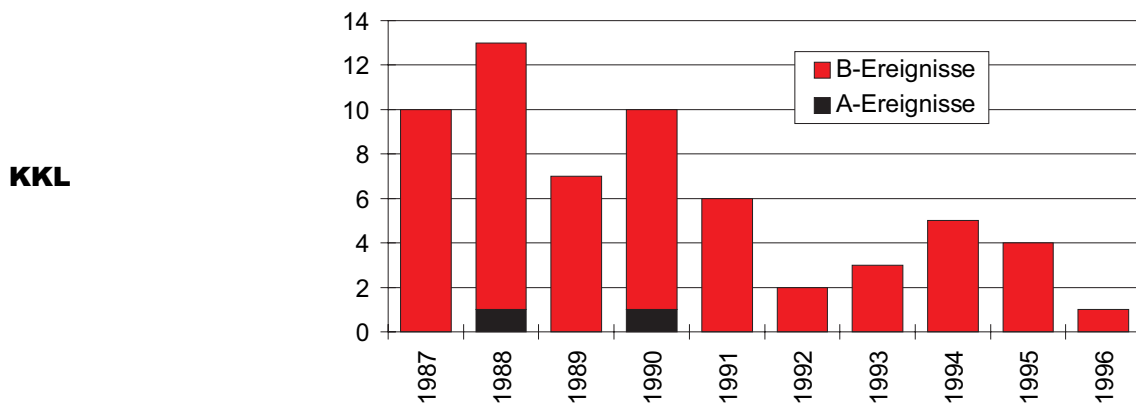
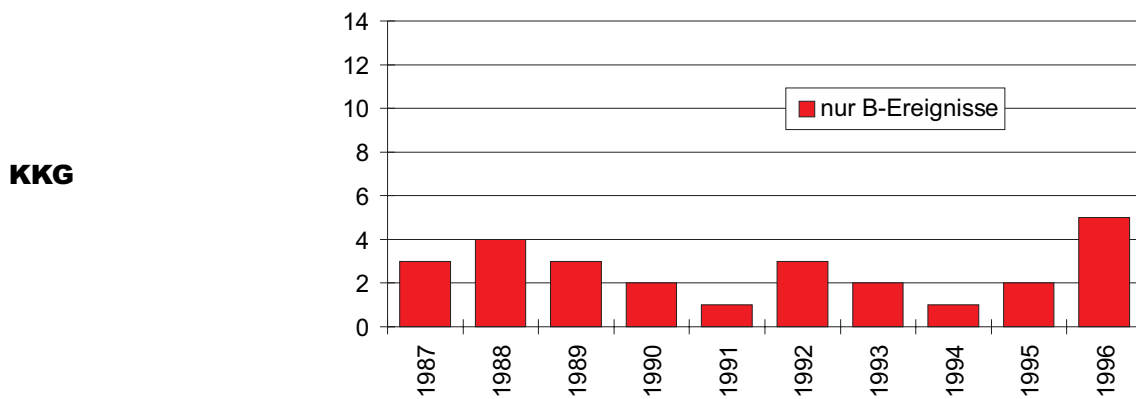
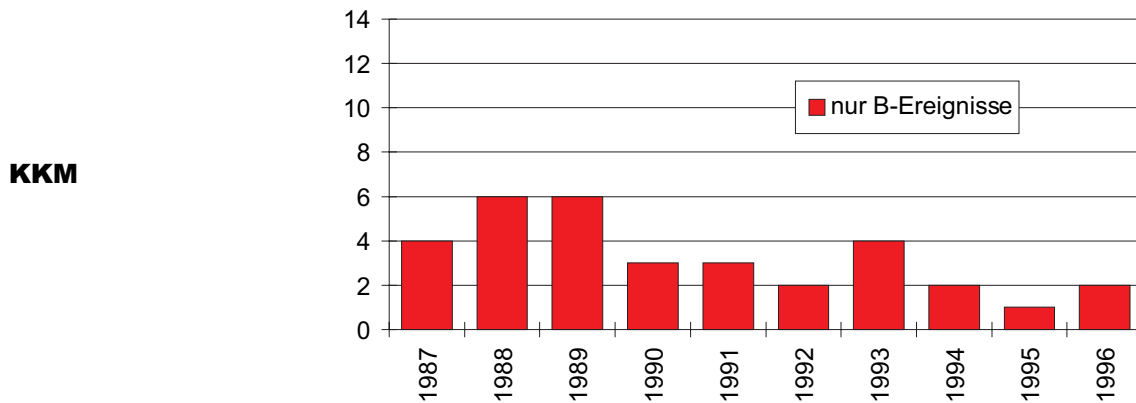
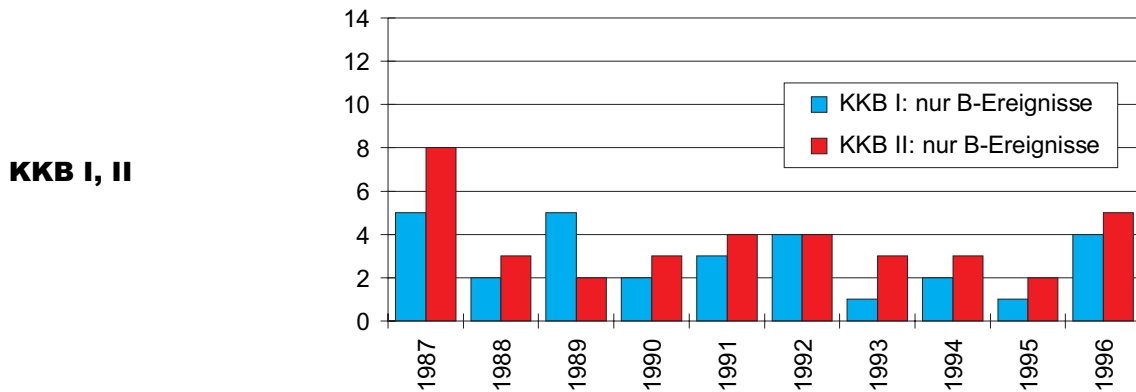
Figur A1

Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung 1987–1996 (Angaben in %)



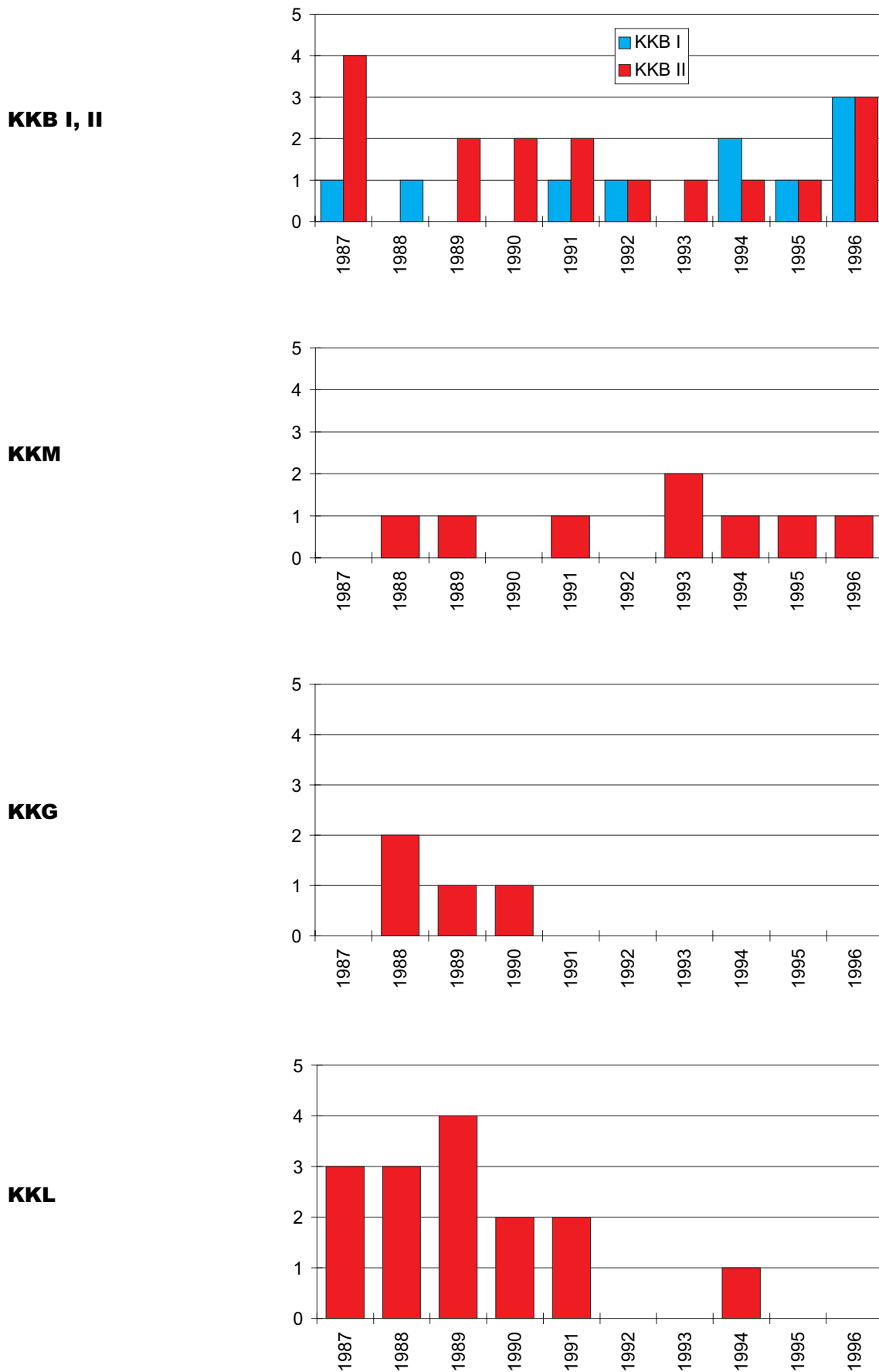
Figur A2

Meldepflichtige, klassierte Ereignisse 1987–1996



Figur A3

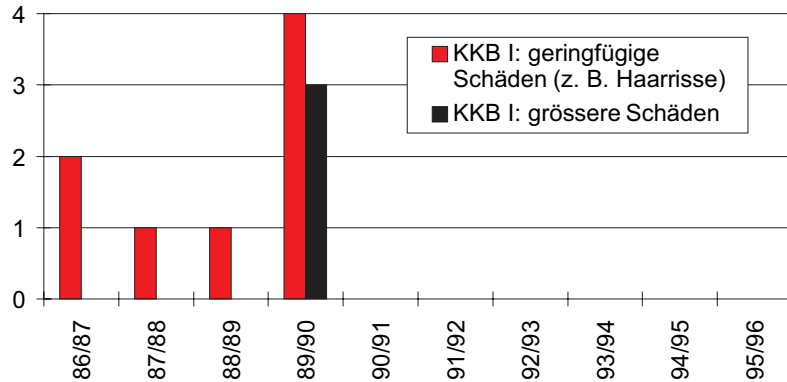
Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (Scrams) 1987-1996



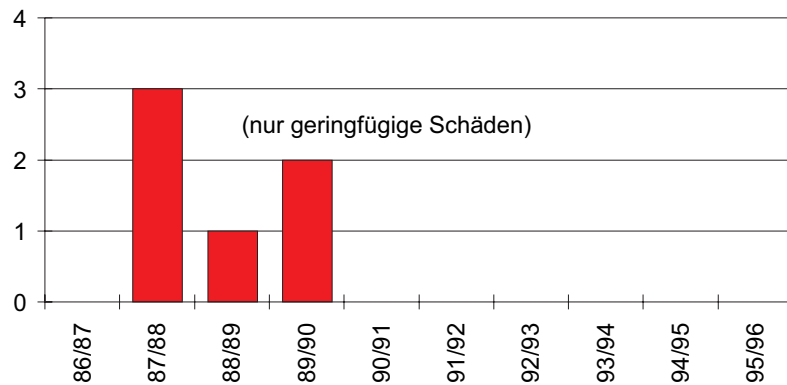
Figur A4

Brennstabschäden (Anzahl Stäbe) 1986–1996

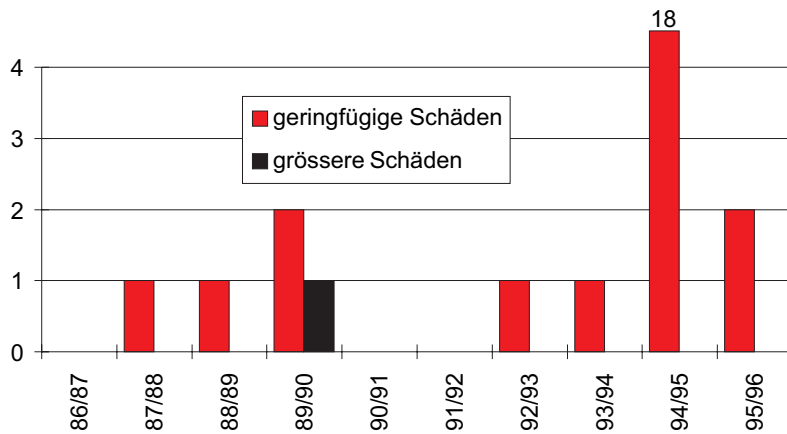
KKB I
KKB II: keine Schäden



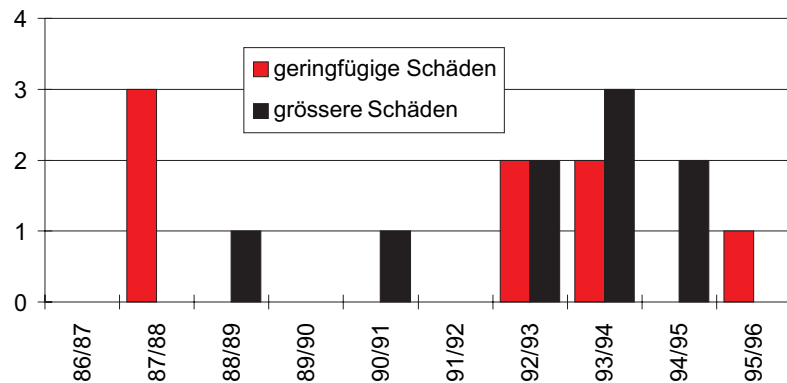
KKM



KKG



KKL

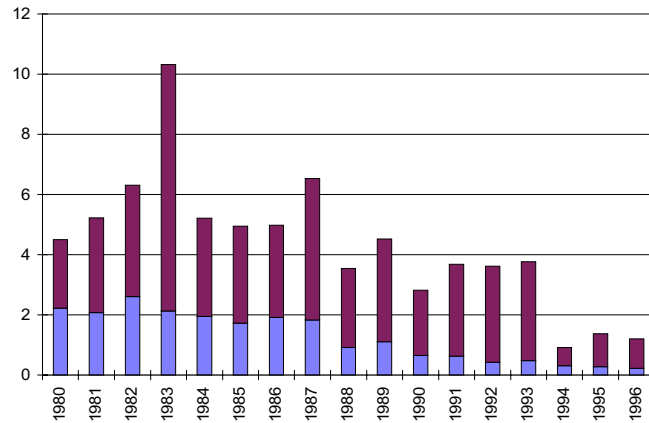


Figur A5

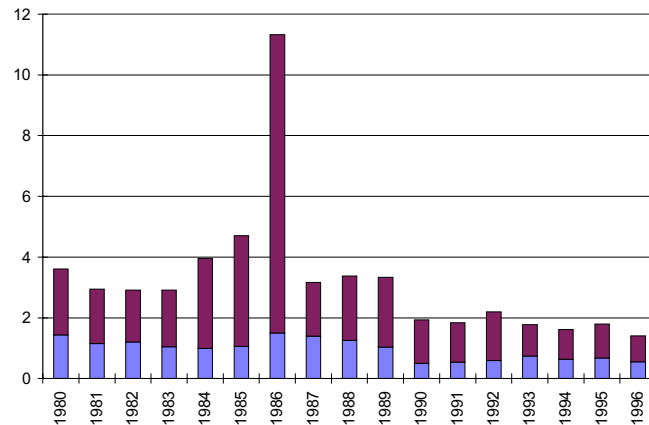
Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kraftwerke, 1980–1996

■ Betrieb
■ Stillstand

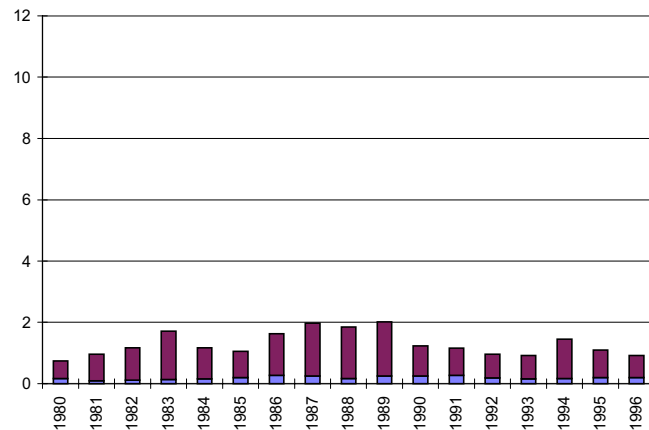
KKB I + II



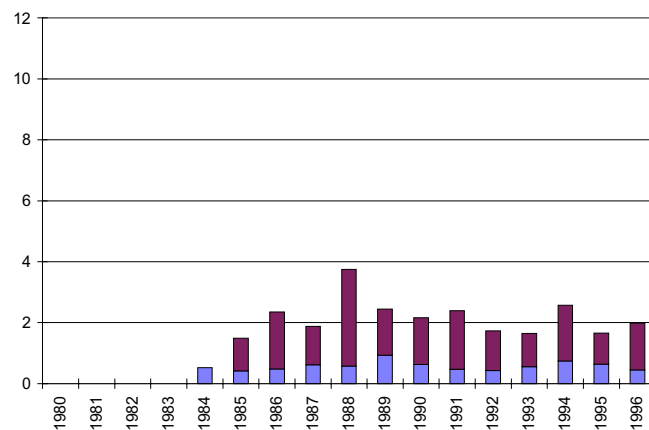
KKM



KKG

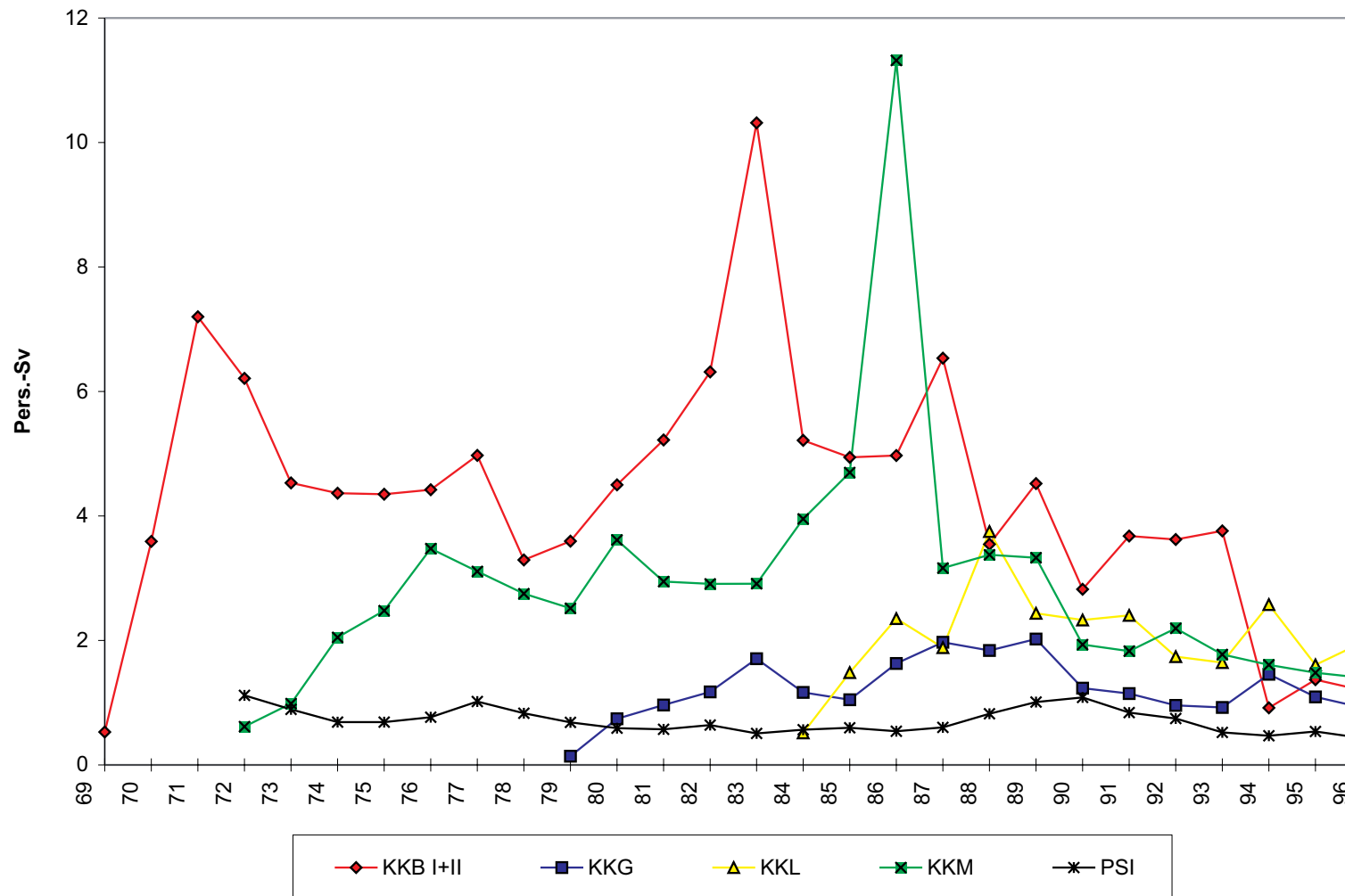


KKL



Figur A6

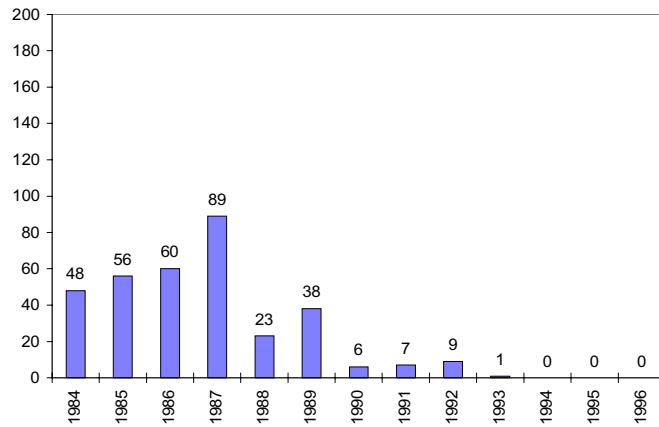
Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kernanlagen, 1969–1996



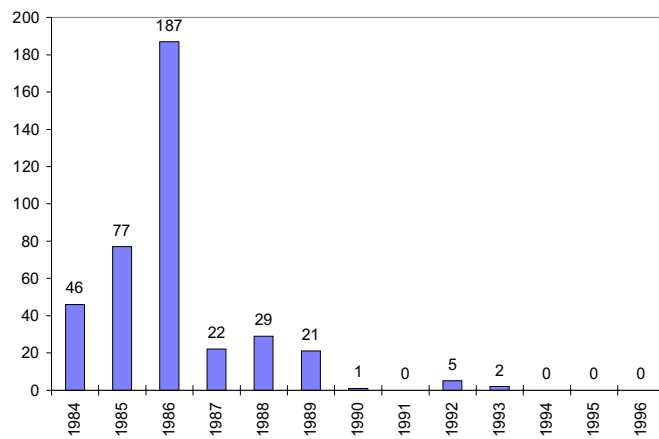
Figur A7

Anzahl der Jahresindividualdosen (Ganzkörper) > 20 mSv,
Kraftwerke, 1984–1996

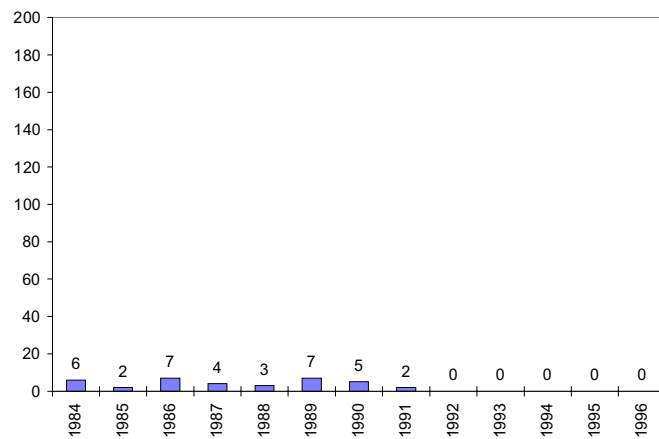
KKB I + II



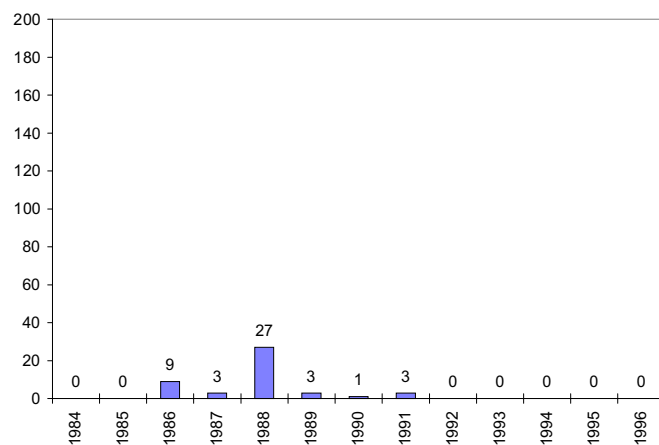
KKM



KKG



KKL

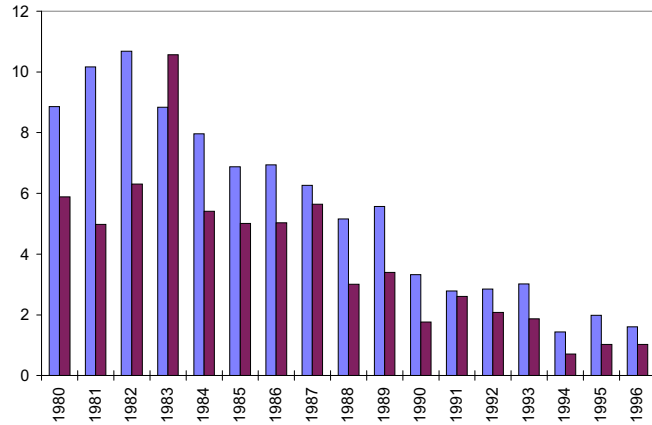


Figur A8

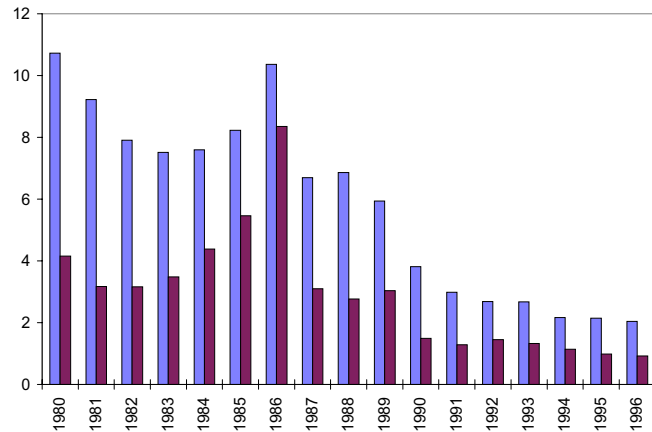
Mittlere Jahresindividuale Dosen [mSv] der Kraftwerke, 1980–1996

■ Eigenpersonal
 ■ Fremdpersonal

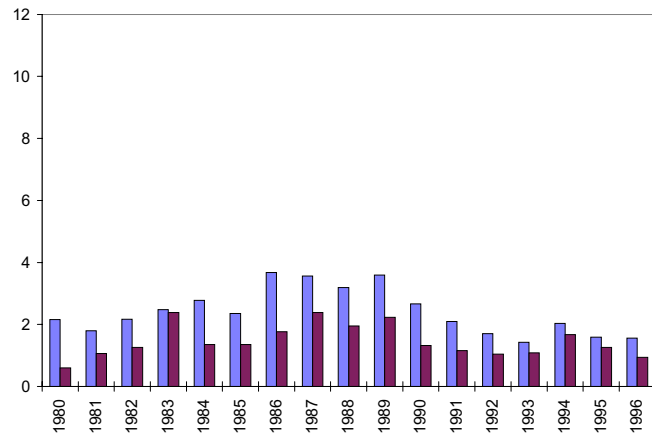
KKB I + II



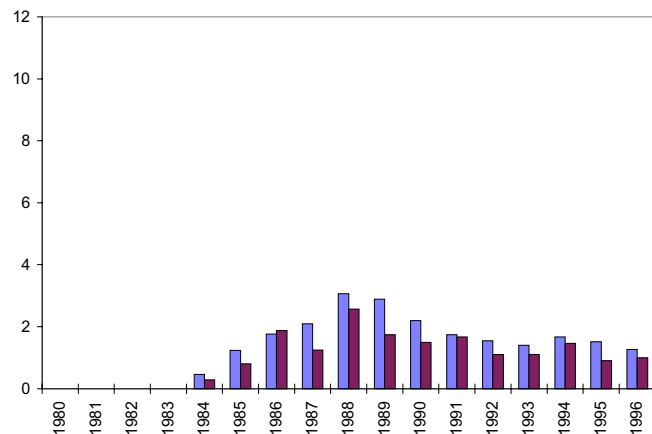
KKM



KKG



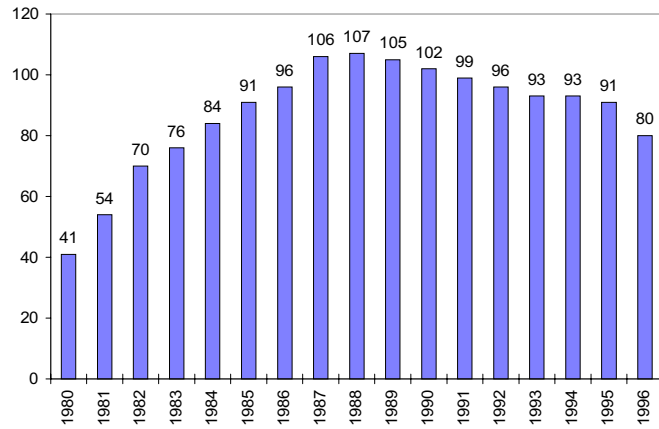
KKL



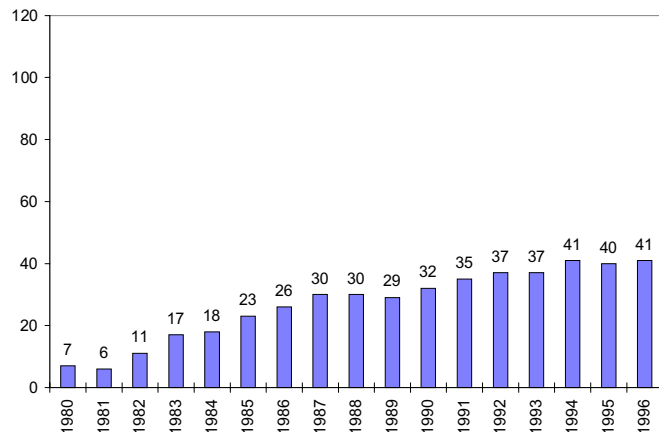
Figur A9

Anzahl der Personen mit Lebensalterdosen > 200 mSv, Kraftwerke, 1980–1996

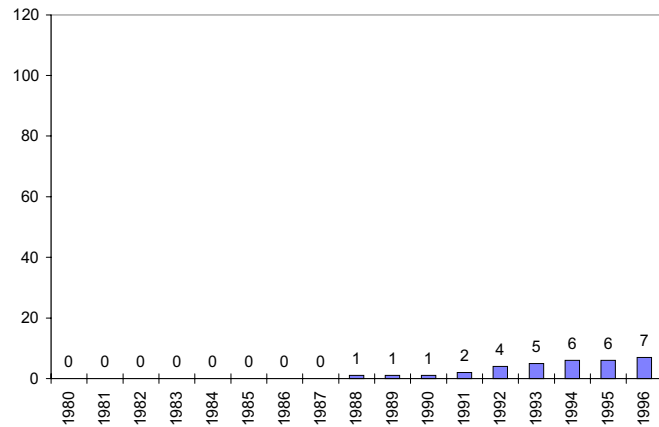
KKB I + II



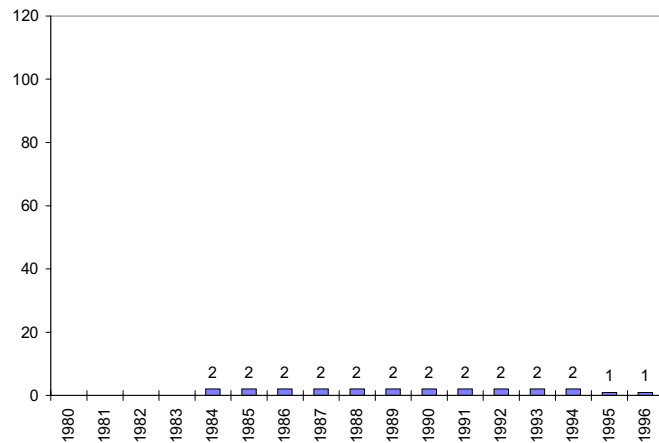
KKM



KKG

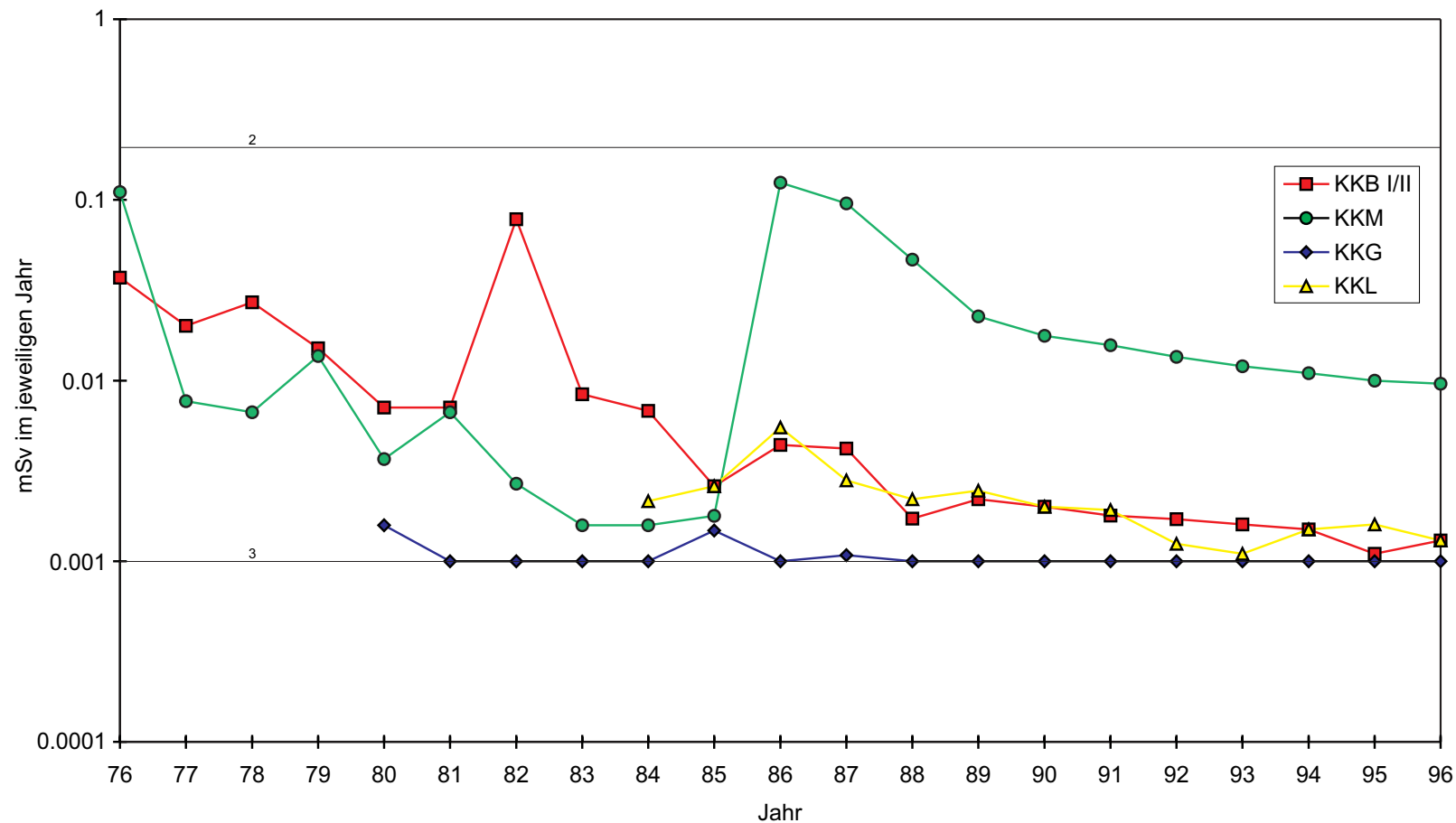


KKL



Figur A10

Errechnete Dosis für die meistbetroffene Person¹ (Erwachsener) in der Umgebung der Kernkraftwerke



¹ Fiktive Person, die sich dauernd am kritischen Ort aufhält, ihre gesamte Nahrung von diesem Ort bezieht und nur Trinkwasser aus dem Fluss unterhalb des jeweiligen Kernkraftwerkes konsumiert.

² Quellenbezogener Dosisrichtwert (StSV Art. 7, HSK-Richtlinie R-11)

³ Werte kleiner als 0,001mSv werden in der Figur nicht dargestellt

Anhang B

Tabellen

Tabelle B1 Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen	87
Tabelle B2 Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES)	90
Tabelle B3 Die Hauptdaten der schweizerischen Kernkraftwerke	92

Figuren

Figur B1 Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor	93
Figur B2 Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Siedewasserreaktor	93

Verzeichnis der Abkürzungen	94
------------------------------------	-------	----

Tabelle B1

Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
HSK-		
R-04/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
R-05/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; mechanische Ausrüstungen	Oktober 1990
R-06/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1985
R-07/d	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
R-08/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
R-11/d	Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken	Mai 1980
R-12/d	Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernanlagen	Dezember 1979
R-14/d	Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	Dezember 1988
R-14/e	Conditioning and Interim Storage of Radioactive Waste	Dezember 1988
R-15/d	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	August 1996
R-16/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
R-17/d	Organisation und Personal von Kernkraftwerken	August 1986
R-21/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	November 1993
R-21/e	Protection Objectives for the Disposal of Radioactive Waste	November 1993
R-21/f	Objectifs de protection pour le stockage final des déchets radioactifs	November 1993
R-23/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 1993
R-25/d	Berichterstattung der Kernanlagen des Bundes, der Kantone, des PSI sowie des stillgelegten Versuchsatomkraftwerks Lucens	Mai 1990
R-25/f	Notification relative aux installations nucléaires de la Confédération et des Cantons, à l'Institut Paul Scherrer ainsi qu'à la centrale nucléaire expérimentale désaffectée de Lucens.	April 1989

Tabelle B1 (Fortsetzung)

Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
HSK-		
R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
R-30/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
R-31/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, E1 klassierte elektrische Ausrüstungen	Januar 1994
R-32/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	September 1993
R-35/d	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
R-37/d	Anerkennung von Kursen für Strahlenschutz-Kontrolleure und -Chefkontrolleure; Prüfungsordnung	Mai 1990
R-38/d	Interpretation des Begriffs «abgeleiteter Richtwert für Oberflächenkontamination»	Juli 1987
R-39/d	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal	Januar 1990
R-40/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
R-42/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Februar 1993
R-42/e	Responsibility for decisions to implement certain measures to mitigate the consequences of a severe accident at a Nuclear Power Plant	März 1993
R-100/d	Anlagezustände eines Kernkraftwerks	Juni 1987
R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	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	Dezember 1986
R-102/e	Design Criteria for the Protection of Safety Equipment in NPP against the Consequences of Airplane Crash	Dezember 1986
R-103/d	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Tabelle B1 (Fortsetzung)

Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen

Empfehlung	Titel der Empfehlung	Datum der gültigen Ausgabe
HSK- E-03/d	Empfehlungen für die Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken	Mai 1990
E-03/e	Recommendations for the Planning and Execution of Emergency Exercises in Swiss Nuclear Power Plants	Oktober 1991
E-04/d	Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung für Accident Management	Dezember 1989

Tabelle B2

Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES)

Die internationale Skala für den Schweregrad von Störfällen in Kernanlagen (International Nuclear Event Scale INES), seit Anfang 1990 in Probeanwendung und seit 1992 definitiv in Funktion, unterscheidet die folgenden sieben Stufen von Ereignissen nach ihrer Sicherheitsbedeutung:

Stufe	Bezeichnung	Kriterien	Beispiele
7	Schwerwiegender Unfall	<p>■ Freisetzung eines grossen Teiles des Kerninventars in die Umgebung in Form einer Mischung kurz- und langlebiger Aktivstoffe (mehr als 10'000 TBq Jod-131-Äquivalent).</p> <p><i>Bemerkung: Akute Gesundheitsschäden möglich. Späte Gesundheitsschäden über grosse Gebiete, wahrscheinlich über die Landesgrenze hinaus. Langfristige Beeinträchtigung der Umwelt.</i></p>	Tschernobyl UdSSR, 1986
6	Ernsthafter Unfall	<p>■ Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung (1'000 bis 10'000 TBq Jod-131-Äquivalent).</p> <p><i>Bemerkung: Voller Einsatz lokaler Notfallschutzmassnahmen höchstwahrscheinlich notwendig, um Gesundheitsschäden in der Bevölkerung zu begrenzen.</i></p>	
5	Unfall mit Gefährdung der Umgebung	<p>■ Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung (100 bis 1'000 TBq Jod-131-Äquivalent).</p> <p><i>Bemerkung: Teilweiser Einsatz von Notfallschutzmassnahmen in einigen Fällen notwendig, um die Wahrscheinlichkeit von Gesundheitsschäden zu verringern.</i></p> <p>■ Schwere Kernschäden mit Freisetzung einer grossen Menge Radioaktivität innerhalb der Anlage.</p>	Windscale, England, 1957 Three Mile Island, USA, 1979
4	Unfall ohne signifikante Gefährdung der Umgebung	<p>■ Freisetzung von radioaktiven Stoffen, die für die meist-exponierte Person ausserhalb der Anlage eine Dosis von wenigen Millisievert ergibt.</p> <p><i>Bemerkung: Notfallschutzmassnahmen im allgemeinen nicht notwendig, ausser möglicherweise lokale Lebensmittelkontrollen.</i></p> <p>■ Teilweise Beschädigung des Reaktorkerns wegen mechanischer Einwirkungen und/oder Schmelzen.</p> <p>■ Bestrahlung von Personal derart, dass ein akuter Todesfall wahrscheinlich ist.</p>	Saint Laurent, Frankreich, 1980

Tabelle B2 (Fortsetzung)

Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES)

Stufe	Bezeichnung	Kriterien	Beispiele
3	Ernsthafter Zwischenfall	<ul style="list-style-type: none"> ■ Freisetzung radioaktiver Stoffe über bewilligten Grenzwerten, die zu einer Dosis in der Grössenordnung von einigen Zehntel Millisievert für die meist-exponierte Person führen kann. ■ Bestrahlung von Personal derart, dass eine akute Strahlenerkrankung zu erwarten ist. Schwerwiegende Kontamination in der Anlage. ■ Störfälle, bei denen ein zusätzliches Versagen von Sicherheitseinrichtungen zu Unfällen führen könnte, oder eine Situation, in welcher Sicherheitseinrichtungen einen Unfall nicht verhindern könnten, falls bestimmte auslösende Ereignisse eintreten würden 	Vandellós, Spanien 1989
2	Zwischenfall	<ul style="list-style-type: none"> ■ Ereignisse mit wesentlichem Versagen von Sicherheitseinrichtungen, aber mit ausreichender Sicherheitsvorsorge, um auch mit zusätzlichen Fehlern fertig zu werden. ■ Ereignis mit Bestrahlung von Personal höher als die jährliche Dosislimite. Signifikante Verbreitung von Radioaktivität innerhalb der Anlage, welche auslegungsgemäss nicht zu erwarten war. 	Sosnowy Bor (Russland) 1992
1	Anomalie	<ul style="list-style-type: none"> ■ Anomalie ausserhalb der vorgeschriebenen Betriebsbedingungen. Sie kann auf Versagen von Ausrüstungen, menschliche Fehlhandlungen oder Verfahrensmängel zurückzuführen sein. 	
0	Nicht sicherheits-signifikante Ereignisse	<ul style="list-style-type: none"> ■ Hierher gehören Ereignisse ohne Überschreitung von betrieblichen Grenzwerten und Bedingungen, welche mit geeigneten Verfahren beherrscht werden. Beispiele: Einzelfehler in einem redundanten System. Einzelner Bedienungsfehler mit Konsequenzen wie ein Einzelfehler. Bei periodischen Inspektionen oder Prüfungen festgestellte Funktionsstörung (kein Mehrfachversagen). Automatische Reaktorabschaltung mit normalem Anlageverhalten. Erreichen von limitierenden Betriebsbedingungen, mit Befolgung der zutreffenden Vorschriften. 	

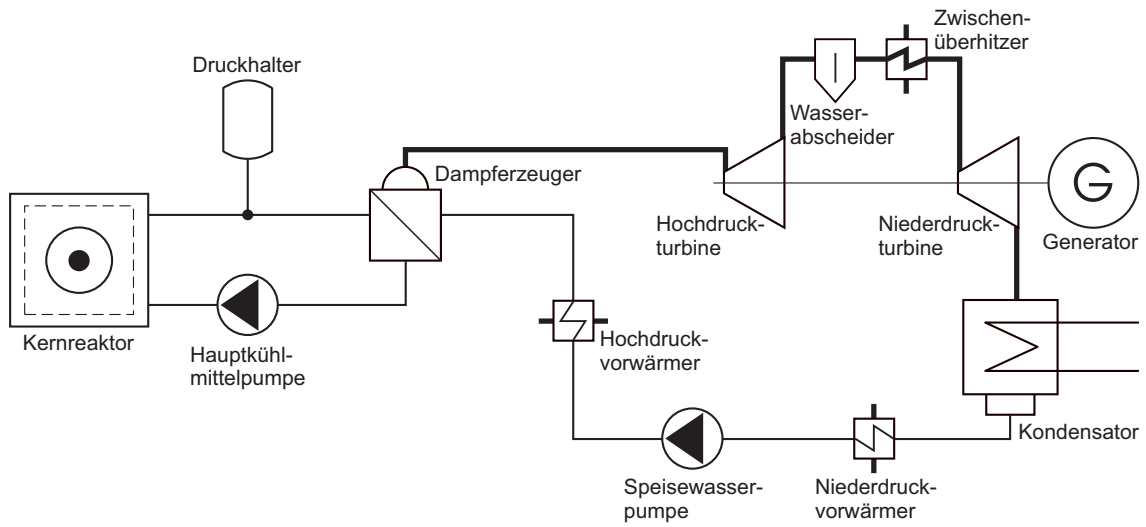
Tabelle B3

Die Hauptdaten der schweizerischen Kernkraftwerke

	KKB I	KKB II	KKM	KKG	KKL
Thermische Nennleistung [MW]	1130	1130	1097	3002	3138
Elektrische Brutto-Nennleistung [MW]	364 ab 1.10.96 380	364 ab 1.10.96 374	372	ab 1.1.96 1020	1085
Elektrische Netto-Nennleistung [MW]	350 ab 1.10.96 365	350 ab 1.10.96 357	355	ab 1.1.96 970	1030
Reaktortyp	Druck- wasser	Druck- wasser	Siede- wasser	Druck- wasser	Siede- wasser
Reaktorlieferant	Westing- house	Westing- house	GE	KWU	GE
Turbinenlieferant	BBC	BBC	BBC	KWU	BBC
Generatordaten [MVA]	2·228	2·228	2·214	1140	1318
Kühlung	Fluss- wasser	Fluss- wasser	Fluss- wasser	Kühlturm	Kühlturm
Kommerzielle Inbetriebnahme	1969	1971	1972	1979	1984

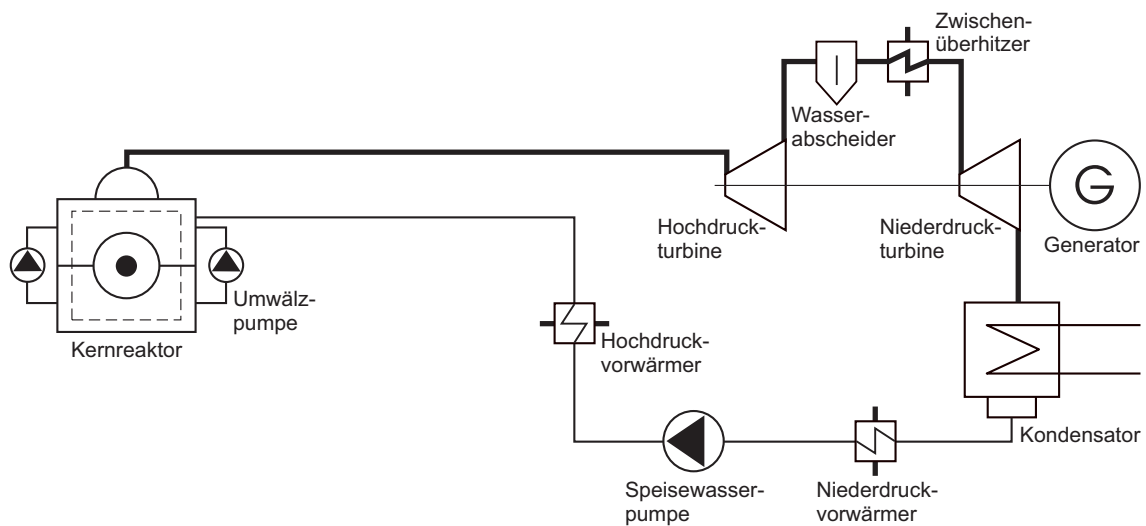
Figur B1

Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor



Figur B2

Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Siedewasserreaktor



Verzeichnis der Abkürzungen

ANPA	System zur automatischen Übertragung der Anlageparameter der KKW zur HSK
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
BAG	Bundesamt für Gesundheit
BEW	Bundesamt für Energiewirtschaft
BIGA	Bundesamt für Industrie, Gewerbe und Arbeit
BIOMOVs	Biospheric Model Validation Study
BKW	BKW Energie AG
BNFL	British Nuclear Fuels Ltd
Bq	Becquerel = Strahlenaktivität (1 Bq = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ci)
BWR	Boiling Water Reactor
BZL	Bundeszwischenlager
BZS	Bundesamt für Zivilschutz
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires, La Hague
CVRS	Cement Volume Reduction Solidification
DE	Dampferzeuger
DSK	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen
DWR	Druckwasserreaktor
EAWAG	Eidg. Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (Dübendorf)
EKS	Eidg. Kommission für Strahlenschutz
ELFB	Endlagerfähigkeitsbescheinigung
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (Spanien)
EPFL	Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne
ETHZ	Eidgenössische Technische Hochschule Zürich
EU	Europäische Union
GE	General Electric
GNW	Genossenschaft für Nukleare Entsorgung Wellenberg
GWh	Gigawattstunde = 10^9 Wattstunden
HAA	Hochaktive Abfälle
HRA	Human Reliability Analysis
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Würenlingen
IAEA	International Atomic Energy Agency (Internat. Atomenergieagentur)
INES	International Nuclear Event Scale
IRA	Institut de radiophysique appliquée, Lausanne
JAL	Jahresabgabelimite
KAKO	Kalkondensatbehälter
KAL	Kurzzeit-Abgabelimite
KKB	Kernkraftwerk Beznau
KKG	Kernkraftwerk Gösgen
KKL	Kernkraftwerk Leibstadt
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg
KKW	Kernkraftwerk
KNE	Kommission Nukleare Entsorgung
KOMAC	Eidg. Kommission für AC-Schutz
Kr	Krypton
KSA	Eidg. Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen
KUeR	Eidg. Kommission zur Überwachung der Radioaktivität
LMA	Langlebige mittelaktive Abfälle
LWR	Leichtwasserreaktor
MAA	Mittelaktive Abfälle
MADUK	Messnetz zur autom. Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der KKW
Mgy	Mega-Gray = 10^6 Gray (1 Gray = 100 rad)
MMI	Man Machine Interaction
MOX	Mischoxid (Uran-Plutonium)

Verzeichnis der Abkürzungen (Fortsetzung)

mSv	Milli-Sievert = 10^{-3} Sievert
MW	Megawatt = 10^6 Watt, Leistungseinheit
MWe	Megawatt elektrische Leistung
MWth	Megawatt thermische Leistung
μ Sv	Mikro-Sievert = 10^{-6} Sievert
NADAM	Netz für automatischen Dosis-Alarm und Messung
Nagra	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NANO	Notstandsystem und verbesserte Stromversorgung, KKB
NAZ	Nationale Alarmzentrale
NFO	Notfallorganisation
NOK	Nordostschweizerische Kraftwerke AG
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA)
OECD	Organisation of Economic Cooperation and Development
OSART	Operational Safety Review Team (IAEA)
Personen-Sv	Personen-Sievert = Kollektivstrahlendosis (1 Personen-Sv = 100 Personen-rem)
Personen-mSv	Personen-Millisievert = 10^{-3} Personen-Sievert
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSI	Paul Scherrer Institut, Würenlingen und Villigen
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberwachung
PTS	Pressurized Thermal Shock
PWR	Pressurized Water Reactor
QS	Qualitätssicherung
REFUNA	Regionale Fernwärmeversorgung unteres Aaretal
RDB	Reaktordruckbehälter
RIA	Reactivity Initiated Accident
SAA	Schwachaktive Abfälle
SMA	Schwach- und mittelaktive Abfälle
SRM	Source Range Monitor
StSG	Strahlenschutzgesetz
StSV	Strahlenschutzverordnung
SUeR	Sektion Überwachung der Radioaktivität, Freiburg
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (KKM)
SUVA	Schweizerische Unfallversicherungsanstalt, Luzern
Sv	Sievert = Strahlendosisäquivalent (1 Sv = 100 rem)
SVA	Schweizerische Vereinigung für Atomenergie
SVP	Strömungsverteilplatte (im Dampferzeuger)
SWR	Siedewasserreaktor
TBq	Terabecquerel (1 TBq = 10^{12} Bq)
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
THORP	Thermal Oxyde Reprocessing Plant
VAKL	Versuchsatomkraftwerk Lucens
VSE	Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke
VVA	Versuchsverbrennungsanlage (PSI)
Xe	Xenon
ZWIBEZ	Zwischenlager für radioaktive Abfälle im KKB
ZWILAG	Zwischenlager Würenlingen AG
ZZL	Zentrales Zwischenlager Würenlingen