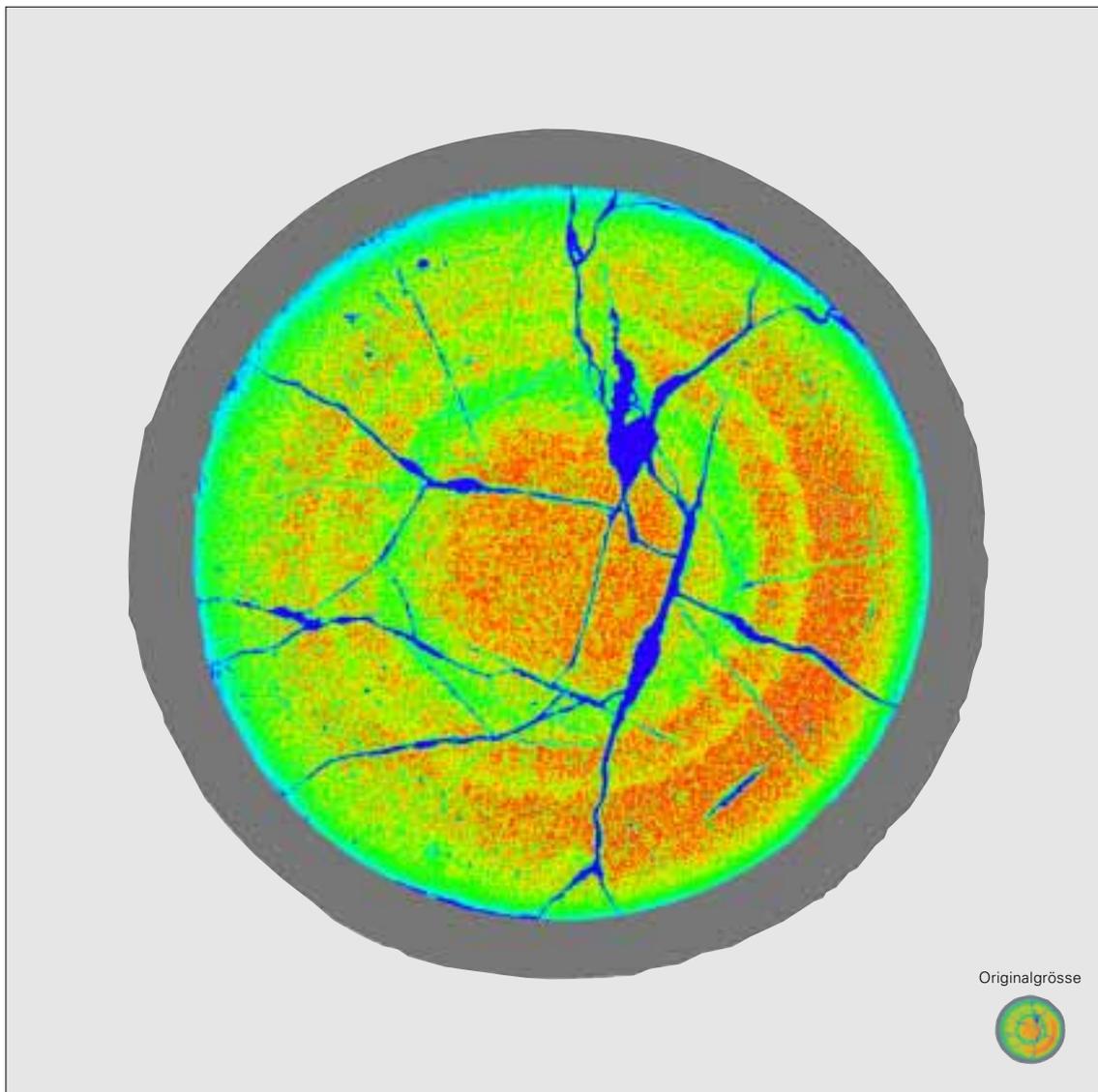


# Jahresbericht 1997

## über die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz in den schweizerischen Kernanlagen



Mai 1998

HSK-AN-3360  
KSA-AN-1997

### Legende zum Titelbild des Jahresberichts 1997

Die farbige Darstellung eines Querschnitts durch einen abgebrannten Brennstab wurde im Hotlabor am Paul Scherrer Institut (PSI) in Würenlingen durch eine individuelle Farbgebung mit Hilfe eines Computers anstelle der effektiv sichtbaren Grautöne geschaffen. Das Hüllrohr (grau) mit ca. sieben Zehntelmmillimeter Wanddicke umgibt den farbig dargestellten Brennstoff.

Dieser Brennstab war zu Testzwecken bis zu einem Abbrand von 65MWd/kg Uran in einem Druckwasserreaktor eingesetzt. Es handelt sich um einen von mehreren Brennstäben, die im Hotlabor des PSI untersucht wurden.

Dabei wird der Zustand des Brennstoffs und der Hüllrohre nach verschiedenen langen Einsatzzeiten genau unter die Lupe genommen. Die konzentrischen Ringe des Brennstoffs, die im Farbbild deutlich sichtbar sind, entstanden durch Diffusion der Spaltprodukte und durch Porenbildung wegen der Temperaturunterschiede im Innern des Brennstabes. Die verschiedenen Farben der Ringe entsprechen unterschiedlichen Konzentrationen der Spaltprodukte. Während des langen Einsatzes der Brennstäbe im Reaktor entstehen in den Brennstofftablettchen Risse, die hier blau dargestellt sind.

# Inhalt

<b>Vorwort</b> .....	<b>Seite 5</b>
<b>Übersicht</b> .....	<b>7</b>
<b>Organigramm</b> .....	<b>10</b>
<b>1. Kernkraftwerk Beznau</b> .....	<b>11</b>
1.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse .....	11
1.2 Anlagensicherheit .....	11
1.3 Strahlenschutz .....	15
1.4 Personal und Organisation .....	16
1.5 Notfallbereitschaft .....	16
1.6 Radioaktive Abfälle .....	16
1.7 Erfüllung von Auflagen für KKB II .....	17
1.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK .....	18
<b>2. Kernkraftwerk Mühleberg</b> .....	<b>19</b>
2.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse .....	19
2.2 Anlagensicherheit .....	19
2.3 Strahlenschutz .....	22
2.4 Personal und Organisation .....	23
2.5 Notfallbereitschaft .....	24
2.6 Radioaktive Abfälle .....	24
2.7 Erfüllung von Auflagen .....	24
2.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK .....	24
<b>3. Kernkraftwerk Gösgen</b> .....	<b>25</b>
3.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse .....	25
3.2 Anlagensicherheit .....	25
3.3 Strahlenschutz .....	27
3.4 Personal und Organisation .....	28
3.5 Notfallbereitschaft .....	29
3.6 Radioaktive Abfälle .....	29
3.7 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK .....	29
<b>4. Kernkraftwerk Leibstadt</b> .....	<b>31</b>
4.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse .....	31
4.2 Anlagensicherheit .....	31
4.3 Strahlenschutz .....	34
4.4 Personal und Organisation .....	35
4.5 Notfallbereitschaft .....	36
4.6 Radioaktive Abfälle .....	36
4.7 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK .....	36
<b>5. Zentrales Zwischenlager Würenlingen</b> .....	<b>37</b>
5.1 Aufsicht über die Erstellung .....	37
5.2 Vorbereitungen zur Betriebsbewilligung .....	37
5.3 Abfälle aus der Wiederaufarbeitung .....	37
5.4 Beschaffung von Transport- und Lager-Behältern .....	38
<b>6. Paul Scherrer Institut (PSI)</b> .....	<b>39</b>
6.1 Das PSI in Villigen und Würenlingen .....	39
6.2 Forschungsreaktoren .....	39
6.3 Beschleuniger, Protonenstrahlführung und Experimentierareale ....	40

6.4	Hotlabor .....	42
6.5	Behandlung radioaktiver Abfälle .....	42
6.6	Lagerung radioaktiver Abfälle .....	43
6.7	Notfallbereitschaft .....	44
6.8	Besondere Vorkommnisse .....	44
6.9	Strahlenschutz .....	44
6.10	Personal und Organisation .....	45
6.11	Gesamteindruck .....	45
<b>7.</b>	<b>Weitere Kernanlagen .....</b>	<b>47</b>
7.1	Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL) .....	47
7.2	Universität Basel .....	47
7.3	Versuchsatomkraftwerk Lucens (VAKL) .....	47
<b>8.</b>	<b>Endlagerung radioaktiver Abfälle .....</b>	<b>49</b>
8.1	SMA-Endlager Wellenberg .....	49
8.2	Endlager für hochaktive Abfälle: Vorbereitende Handlungen .....	49
8.3	Materialtechnische Grundlagen für Endlager .....	50
<b>9.</b>	<b>Transport von radioaktiven Stoffen .....</b>	<b>51</b>
9.1	Zulassungen und Genehmigungen nach Transportgesetzgebung ...	51
9.2	Bewilligungen nach Strahlenschutzgesetzgebung .....	51
9.3	Audits und Inspektionen .....	51
9.4	Ausbildung und Information .....	52
<b>10.</b>	<b>Notfallbereitschaft .....</b>	<b>53</b>
10.1	HSK-Notfallorganisation .....	53
10.2	Notfallschutzplanung .....	53
10.3	Ausbildungstätigkeit im Bereich Notfallschutz .....	53
10.4	MADUK und ANPA .....	53
10.5	Grundlagen für Ausbreitungsrechnungen .....	54
<b>11.</b>	<b>Ausgewählte Aspekte der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes ....</b>	<b>57</b>
11.1	Richtlinien .....	57
11.2	Lehrreiche Ereignisse in ausländischen Kernanlagen .....	57
11.3	Qualifizierung von Prüfsystemen für die Wiederholungsprüfungen ..	59
11.4	Brennstab-Hüllrohrschäden .....	60
11.5	Wirkung kleiner Strahlendosen .....	61
11.6	Sicherheitskultur und der Faktor Mensch .....	62
11.7	Bewertung von Vorkommnissen in Kernanlagen .....	63
11.8	Gedämpfte Speisewasser-Rückschlagventile im KKL .....	64
<b>12.</b>	<b>Sicherheitsforschung .....</b>	<b>65</b>
<b>13.</b>	<b>PSI-Schulen .....</b>	<b>73</b>
13.1	Reaktorschule .....	73
13.2	Schule für Strahlenschutz .....	73
<b>14.</b>	<b>Internationales .....</b>	<b>75</b>
14.1	«Nuclear Safety Convention» der IAEA .....	75
14.2	Waste Convention .....	75
14.3	Bilaterale Kontakte mit dem Ausland .....	75
<b>Anhang A</b>	<b>.....</b>	<b>79</b>
<b>Anhang B</b>	<b>.....</b>	<b>109</b>
<b>Publikationen der HSK-Mitarbeiter</b>	<b>.....</b>	<b>117</b>
<b>Verzeichnis der Abkürzungen</b>	<b>.....</b>	<b>120</b>

# Vorwort

Sehr geehrte Leserin  
Sehr geehrter Leser



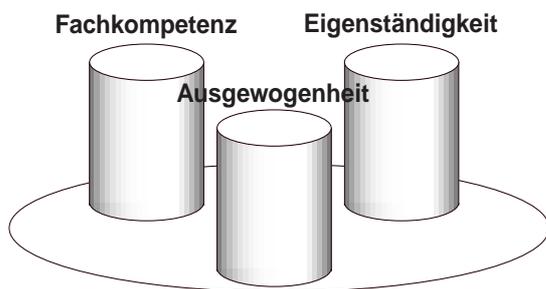
Sie können unseren vorliegenden Jahresbericht 1997 als reinen Rechenschaftsbericht einer Behörde auffassen. Bei näherem Studium werden Sie jedoch feststellen, dass der Bericht einiges mehr enthält: Der zentrale Teil stellt eine

Zusammenfassung unserer wichtigsten Beurteilungsergebnisse zu den schweizerischen Kernanlagen in Bezug auf ihre nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz dar.

Weitere Teile des Berichtes betreffen die Sicherheitsanalysen zur Endlagerung radioaktiver Abfälle, den Transport von radioaktiven Stoffen sowie die Notfallbereitschaft und die Sicherheitsforschung.

Das Hauptprodukt einer nuklearen Sicherheitsbehörde sind im wesentlichen Beurteilungen und die daraus abgeleiteten Massnahmen für die Betreiber kerntechnischer Anlagen.

Solche Beurteilungen stützen sich auf drei Pfeiler:



Ich bin stolz auf die breit angelegte und hohe **Fachkompetenz** meiner Mitarbeiter. Sie wird durch die kontinuierliche Weiterbildung und die

aktive Teilnahme an Fachtagungen und internationalen Arbeitsgruppen gefördert. Die HSK ist stets auf dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik.

Die **Ausgewogenheit** unseres Tätigkeitspektrums resultiert einerseits aus den Erfahrungen einer über 25-jährigen Aufsichtspraxis, andererseits aber auch aus der ständigen Analyse sicherheitsrelevanter Aspekte bezüglich des Betriebs und der Ausrüstungen der Kernanlagen sowie ihrem Gefährdungspotential. Die wichtigen Themen und Problemstellungen rechtzeitig zu identifizieren und diese dann im richtigen Umfang und der richtigen Tiefe zu behandeln wird mittels einer sorgfältigen Prioritätenanalyse wahrgenommen.

Die fachliche **Eigenständigkeit** und das unabhängige Urteil der HSK waren de facto seit je her gegeben. Im Zusammenhang mit der Regierungsreform der Bundesverwaltung soll innerhalb der nächsten Jahre ihre Autonomie auch de jure festgeschrieben werden.

Es ist unsere Pflicht und unser Ehrgeiz, auch inskünftig nicht nur die Sicherheitsbedürfnisse der Bevölkerung zu verstehen, sondern auch die Werkzeuge dafür bereitzuhalten, um als ihr Treuhänder deren Anliegen kompetent und unabhängig vertreten zu können.

Ihr

Dr. S. Prêtre, Direktor der HSK

# Übersicht

Die HSK beaufsichtigt die schweizerischen Kernanlagen. Sie beurteilt die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz dieser Anlagen. Mit Inspektionen und anhand der Berichterstattung der Anlagenbetreiber verschafft sich die HSK ein ergänzendes Bild über deren sicherheitstechnischen Zustand, über die Einhaltung der Vorschriften und die Betriebsführung.

Die HSK erstellt Richtlinien, die für die Betreiber wegleitenden Charakter haben. In Zusammenarbeit mit anderen Bundesstellen werden weitere Regelwerke zu Themen der Kernenergie, der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes erarbeitet oder aktualisiert.

Zu den Gesuchen, welche die Betreiber der Kernanlagen einreichen, verfasst die HSK zuhanden des Bundesrates Gutachten; zum Beispiel die Gutachten zum Zentralen Zwischenlager der ZWILAG in Würenlingen. Bei der Gutachtertätigkeit und bei der Beurteilung der Sicherheit hält sich die HSK an die nationalen Regelwerke sowie an den internationalen, gesicherten Stand von Wissenschaft und Technik. Die Aus- und Weiterbildung der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter, sowohl bei der HSK als auch bei den Werken, ist ein wichtiger Bestandteil für die Erfüllung der geforderten Arbeitsqualität.

Die HSK unterhält eine eigene Notfallorganisation, die im Falle von Störfällen in den schweizerischen Kernanlagen zum Einsatz kommt. Sie ist Bestandteil einer landesweiten Notfallorganisation.

Der Information der Öffentlichkeit misst die HSK grosses Gewicht bei. Sie informiert offen, wahrheitsgetreu, umfassend und sachlich.

## Aufsicht

Die Haupttätigkeit der HSK besteht in der Aufsicht über die fünf Kernkraftwerke (KKB I und KKB II, KKM, KKG, KKL), die Zwischenlager und die kerntechnischen Anlagen des Paul Scherrer Instituts (PSI). In die Aufsicht sind alle Sektionen der HSK involviert. Die Hauptaussagen ihrer Aufsicht schlagen sich in den Kapiteln 1 bis 4 (KKW), 5 (ZZL) und 6 (PSI) des vorliegenden Jahresberichts nieder. Im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit prüft die HSK nebst Betriebsunterlagen, Messungen, Berechnungen, Spezifikationen, Ausrüstungen etc. auch organisatorische und menschenbezogene Belange.

Nachdem die Sicherheitstechnik innerhalb der letzten Jahrzehnte ein hohes Niveau erreicht hat, gewinnt heute gerade das Denken, Handeln und Verhalten der Menschen im Betrieb («Human Factor») mehr Gewicht in der Aufsichtstätigkeit der HSK. So werden zum Beispiel neben der Ausbildung und Schulung am Simulator auch das Kader für den Einsatz in ausserordentlichen Situationen trainiert. Solche Aspekte fliessen in die Unterkapitel 1.4 bis 4.4 («Personal und Organisation») und in 11.6 («Sicherheitskultur und der Faktor Mensch») ein.

Auch die Kernkraftwerke kommen in die Jahre. Es stellt sich dabei die Frage, wie sich sicherheitsrelevante Teile und Komponenten verhalten. Ein von der HSK im Jahre 1991 gefordertes Alterungsüberwachungsprogramm bildet ein Spezialgebiet in der Aufsicht über die Kernkraftwerke und behandelt im Rahmen des Instandhaltungskonzeptes die Alterung von Anlagenteilen und Komponenten. Untersuchungen im Rahmen dieses Programmes liessen bisher keine besonderen Lücken in den bestehenden Instandhaltungs- und Prüfprogrammen erkennen.

Am Schluss der Kapitel 1 bis 4 und 6 legt die HSK jeweils ihren Gesamteindruck zum beschriebenen Werk dar. Generell kommt die HSK zum Schluss, dass der Zustand und die Betriebsführung aller schweizerischen Kernkraftwerke in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz gut ist.

Die HSK erteilte im Berichtsjahr unter anderem die Freigaben für das Wiederaufahren der Kraftwerksblöcke nach der periodischen Revision sowie für Teilbereiche beim Bau des Zentralen Zwischenlagers (ZZL). Auch Anlagenänderungen oder die Spezifikationen für die Konditionierung von radioaktiven Abfällen bedürfen jeweils einer Freigabe durch die HSK.

## Gutachten

Zu geplanten Projekten, wie zum Beispiel eine Leistungserhöhung eines Kernkraftwerkes oder der Neubau eines Lagers für radioaktive Abfälle, müssen die Anlagebetreiber Gesuche mit begleitenden Sicherheitsberichten einreichen. Die HSK prüft diese Vorhaben und erstellt dazu Gutachten. Sie beurteilt dabei die Aspekte der nuklearen Sicherheit und des Strahlen-

schutzes und stellt – wo notwendig – Forderungen oder schlägt Auflagen vor. Die Gutachten werden zuhanden des Bundesrates verfasst und dienen diesem als Entscheidungsgrundlage für die Erteilung von Bewilligungen nach dem Atomgesetz. Im Berichtsjahr hatte die HSK dem Bundesrat kein Gutachten im obigen Sinn abzuliefern, wohl aber eine Stellungnahme zum Projekt «Rubbia Energy Amplifier».

## **Beurteilungskriterien und Regelwerke**

Die Richtlinien und Empfehlungen der HSK geben die Kriterien an, an welchen die Tätigkeiten und Vorhaben der Betreiber der Kernanlagen gemessen werden. Sie legen auch dar, woran sich die Betreiber, zum Beispiel bei der Meldepflicht, zu halten haben und was von ihnen erwartet wird. Falls es durch den Fortschritt angezeigt ist, werden entweder neue Richtlinien geschaffen und in Kraft gesetzt oder es werden bestehende überarbeitet und aktualisiert. Im Berichtsjahr setzte die HSK zwei Richtlinien neu in Kraft, nämlich R-41 und R-45 (siehe Kapitel 11.1 und Anhang B1).

Zur Erarbeitung von weiteren Regelwerken (Verordnungen etc.) im Bereich Nukleartechnik und -energie, nukleare Sicherheit sowie Strahlenschutz unterstützt die HSK andere Bundesstellen. Einzelne Fachleute der HSK werden auch zu den Vorarbeiten für die Totalrevision des Atomgesetzes beigezogen.

## **Stand von Wissenschaft und Technik**

Der Stand von Wissenschaft und Technik wird geprägt von geschriebenen und ungeschriebenen Praktiken, die sich im Laufe der Zeit entwickelt und etabliert haben sowie von Erfahrungen insbesondere aus Vorkommnissen und von Fortschritten der Forschung. Die HSK berücksichtigt die aktuellen und gesicherten Kenntnisse von Wissenschaft und Technik bei ihren Beurteilungen sowie beim Erstellen von Gutachten. Probabilistische Sicherheitsanalysen, die zur Beurteilung der Sicherheit der Kernkraftwerke erarbeitet wurden und werden, kommen dabei ebenfalls zum Tragen. Im Kapitel 12 werden die von der HSK unterstützten Projekte zur Sicherheitsforschung dargelegt.

## **Notfallbereitschaft**

Die Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (EOR) regelt Zuständigkeit, Organisation und Einsatz der Organe des Bundes in Fällen erhöhter Radioaktivität. Die HSK unterhält eine eigene Notfallorgani-

sation (siehe Kapitel 10) und unterstützt die landesweite Notfallorganisation EOR. Bei schweren Störfällen in Kernanlagen orientiert und berät die HSK insbesondere die Nationale Alarmzentrale (NAZ). Dabei stützt sie sich auf eigene Diagnosen und Analysen zum Anlagenzustand sowie auf ihr eigenes Messnetz MADUK.

Für die Notfallschutzplanung werden Entscheidungshilfsmittel erarbeitet, überarbeitet und bereitgestellt. Die HSK führte auch im Berichtsjahr für ihre eigenen Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter eine Stabsschulung zur Notfallbereitschaft durch.

In den Teilkapiteln 1.5 bis 4.5 zu den KKW und in 6.7 zum PSI wird über die Notfallbereitschaft und über Notfallübungen berichtet. Die Art und Weise der Planung und Durchführung von solchen Übungen ist ab 1. Januar 1998 in der HSK-Richtlinie R-45 neu geregelt. Die Erfahrungen aus den verschiedenen Übungen werden analysiert und es werden daraus die notwendigen Lehren gezogen.

## **Vorbereitende Handlungen zur Endlagerung**

Die Weiterführung des Endlagerprojekts für schwach- und mittelaktive Abfälle am Wellenberg im Kanton Nidwalden ist zur Zeit gestoppt (siehe Kapitel 8.1). Der Bund hat eine Arbeitsgruppe, in der auch die HSK mitwirkt, eingesetzt, um grundsätzliche Fragen zum Projekt zwecks Entscheid über das weitere Vorgehen zu bearbeiten. Im Hinblick auf die Endlagerung der hochaktiven und langlebigen mittelaktiven Abfälle muss noch ein abschliessender Entsorgungsnachweis erbracht werden (siehe Kapitel 8.2). Die HSK ist mit der Aufsicht und der wissenschaftlichen Begleitung der erdwissenschaftlichen Erkundungsarbeiten betraut, welche die Nagra zur Untersuchung des Opalinustons und des kristallinen Grundgebirges in der Nordschweiz durchführt. Die HSK verfolgt auch die Forschungsarbeiten in den Felslabors auf der Grimsel und am Mont Terri.

## **Ausbildung**

Der Aus- und Weiterbildung des Personals sowohl der Kernanlagen als auch der HSK kommt ein hoher Stellenwert zu, geht es doch um den korrekten und sicheren Betrieb der Kernanlagen. Die Ausbildung der Fachleute in den Anlagen, z. B. Operateure, Schichtchefs, etc., steht unter der Aufsicht der HSK. An der Reaktor- und an der Strahlenschutzschule des PSI wurden 1997 über 250 Fachleute aus den schweizerischen KKW aus- und weitergebildet (siehe dazu Kapitel 13). Fachleute der HSK neh-

men bei den Prüfungen an diesen beiden Schulen als Examinatoren und Experten teil.

## **Information**

Die HSK betreibt eine offene Informationspolitik, die der Transparenz und sachlichen Beurteilung dient. Sie informiert über die eigenen Arbeiten, über die Belange der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes der Kernanlagen im Normalbetrieb sowie bei Vorkommnissen. In die Informationen (Medienbulletins, Berichte etc.) fließen viel Sachkenntnis und Fachwissen der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter mit ein – wie es auch in diesem Jahresbericht der Fall ist. Die HSK ist bestrebt, auch komplizierte Sachverhalte möglichst verständlich darzustellen und zu kommunizieren. Im Berichtsjahr hat sie elf Medienbulletins herausgegeben.



<b>Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK)</b>		
Direktor: S. Prêtre, Dr.	1. Stv.: W. Jeschki	2. Stv.: U. Schmocker, Dr.

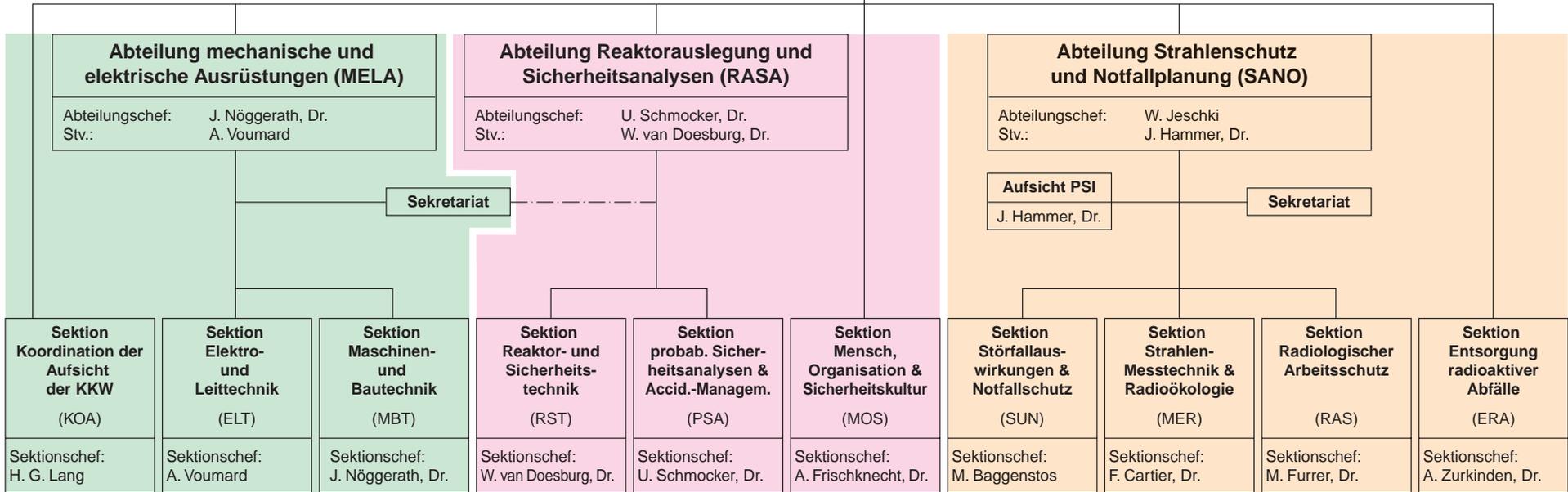
<b>Führungsteam</b>
Leitung: S. Prêtre, Dr.
W. Jeschki
U. Schmocker, Dr.
J. Nöggerath, Dr.
G. Schwarz, Dr.

<b>Sektion Stab</b>	
Sektionschef:	G. Schwarz, Dr.
Direktionssekretariat:	Fr. A.R. Schneider
Informatik:	Chef: P. Schmid
Information und Bibliothek:	Chef: A. Treier

<b>Dienst für Sicherheitsforschung und Internationales (SFI)</b>
Chef: S. Chakraborty

<b>Wiss. Berater</b>
R. Gilli

<b>Sekretariat KSA</b>
Chef: B. Hollenstein



# 1. Kernkraftwerk Beznau



Blick in den Kommandoraum des Kernkraftwerks Beznau II

Quelle: 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 im Jahre 1969 bzw. 1971 den Betrieb aufnahmen. Aufgrund unterschiedlicher Nachrüstungen mit entsprechenden Wirkungsgradverbesserungen in beiden Blöcken ergeben sich folgende elektrische Nettoleistungen: Block I 365MW und Block II 357MW. Weitere Daten sind in den Tabellen A1 und B4 im Anhang zusammengestellt; Figur B1 zeigt das Funktionsschema einer Druckwasser-Reaktoranlage.

Die Blöcke KKB I und KKB II erreichten 1997 eine Arbeitsausnutzung<sup>1</sup> von 85% bzw. 98,9% und eine Zeitverfügbarkeit<sup>2</sup> von 88,3% bzw. 99,7%, wobei der unproduktive Anteil des Blocks I im wesentlichen auf den Revisionsstillstand zurückzuführen ist.

Der Revisionsstillstand zur Durchführung des Brennelementwechsels und der Instandhaltungsarbeiten, welcher in diesem Jahr aufgrund der verlängerten Betriebszyklen nur im Block I durchgeführt wurde, dauerte 43 Tage. Die Wärmeauskopplung für das regionale Fernwärmenetz (REFUNA) belief sich 1997 auf insgesamt 128,5GWh für beide Anlagen.

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

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

Der Block I verzeichnete im Berichtsjahr eine ungeplante Reaktorschnellabschaltung aus Vollast, hervorgerufen durch eine Störung der Speisewasserversorgung. Eine Störung im Bereich der Turbinenüberwachung einer Turbo-Gruppe führte zu einer Teillastabschaltung auf 50% Reaktorleistung.

Der Block II verzeichnete im Berichtsjahr ebenfalls eine ungeplante Reaktorschnellabschaltung aus Vollast, hervorgerufen durch eine Störung in der elektrischen Eigenbedarfsversorgung. Eine Teillastabschaltung auf 50% Reaktorleistung wurde verursacht durch eine Störung der Generatorerregung einer Turbo-Gruppe. Während des Leistungsbetriebs erfolgte eine geplante Reaktorabschaltung zwecks Einbau eines Weitbereichsdetektors zu Testzwecken für das Projekt NIS (Ersatz der Nuklearinstrumentierung im Quell- und Zwischenbereich).

## 1.2 Anlagensicherheit

### 1.2.1 Besondere Vorkommnisse

Entsprechend der HSK-Richtlinie R-15, Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, hat der Betreiber über die meldepflichtigen Vorkommnisse berichtet.

Im Block I handelte es sich um folgende vier Vorkommnisse, die gemäss R-15 der Klasse B zugeordnet wurden. Eines der erwähnten meldepflichtigen Vorkommnisse ist der Stufe 1 der internationalen Bewertungsskala INES zugeordnet worden, die restlichen der Stufe 0

(siehe Kapitel 11.7 sowie Anhang Tabellen A3 und B2).

- Infolge einer Leckage im Bereich der Entlüftungsleitungen einer Ladepumpe trat geringfügig Primärwasser in den Pumpenraum aus. Als Ursache wurden unzulässige Vibrationen an der Entlüftungsleitung festgestellt, welche schlussendlich zum Bruch der Leitung führten. Zur Vermeidung ähnlicher Fehler wurde die Rohrbefestigung verbessert.
- Bei einer durch das Betriebspersonal durchgeführten periodischen Prüfung wurde eine handbediente Armatur, welche offen sein sollte, geschlossen vorgefunden. Schlechte Ablesbarkeit der Positionsanzeige an dieser Armatur hatte dazu geführt, dass der Fehler nicht sofort entdeckt worden war. Durch diese Fehlstellung war während zwei Wochen einer von drei Notkühlsträngen nicht sofort einsatzbereit. Im Anforderungsfall reicht ein Strang zur Notkühlung aus. Die Dauer, während der sich die Anlage ausserhalb den vorgeschriebenen Betriebsbedingungen befand, stellt eine Verletzung der Technischen Spezifikationen dar. Dies führte zur Einstufung 1 für das Vorkommnis gemäss der internationalen Bewertungsskala INES.
- Beim monatlichen Probelauf an einer Sicherheitseinspeise-Rezirkulationspumpe lief diese nach Auslösung des Startbefehls nicht an. Die Fehlerursache lag in einer losen Klemmenverbindung im Steuerkreis der Pumpensteuerung. Um solche Fehler künftig zu vermeiden, wird zusätzlich zur periodischen Schraubenkontrolle an den Klemmverbindungen auch noch geprüft, ob die angeschlossenen Drähte richtig befestigt sind.
- Während Instandsetzungsarbeiten an einem Niveaugeber des Speisewassertanks trat infolge Feuchtigkeitseintritts im Bereich des Steckers ein Erdschluss auf, der nach Wiederinbetriebnahme der Niveaumessung zur Abschaltung der laufenden Speisewasserpumpe führte. Da mit diesem Signal auch der Start der redundanten Pumpe verhindert wird, erfolgte über das Signal «Dampfzeuger Niveau tief» eine Reaktorschnellabschaltung. Als Folgemaassnahme wurde die Kabelverbindung vom Klemmenkasten zum Niveauschalter zusammen mit dem defekten Stecker ersetzt. Ausserdem wurden verbesserte Arbeitsanweisungen erstellt.

**Im Block II** handelt es sich um folgende drei Vorkommnisse, die gemäss R-15 der Klasse B zugeordnet wurden und auf der internationalen Bewertungsskala INES der Stufe O.

Zwei Vorkommnisse, die zu keiner Reaktorabschaltung führten, wurden durch Störungen

an sicherheitsrelevanten Komponenten hervorgerufen.

- Eine Ölleckage an der Zahnkupplung zwischen Dieselmotor und Generator der NANO-Notstand-Dieselgruppe war zu beseitigen. Die Reparaturzeit, welche in den Technischen Spezifikationen festgehalten ist, wurde mit Zustimmung der HSK leicht überschritten.
- Während des monatlichen Probelaufs eines Notstromdieselaggregates für den Überflutungsfall trat in der Endphase des Tests ein mechanischer Schaden am Dieselmotor auf. Aus zur Zeit noch nicht vollständig abgeklärten Gründen blockierte bei voller Leistung ein Kolben. Die dadurch abgerissene Pleuelstange verursachte starke Schäden am Kurbelgehäuse. Durch den damit verbundenen Ölverlust wurde das Dieselaggregat automatisch abgeschaltet. Der Schadensfall war so gravierend, dass der Dieselmotor ausgetauscht werden muss. Ein Ersatzaggregat wurde in der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Frist bereitgestellt. Die sicherheitstechnische Bedeutung des Ausfalls dieses Aggregates ist gering, weil die Notstromversorgung durch das benachbarte Wasserkraftwerk und durch das NANO-Notstromdieselaggregat gewährleistet war.

Das dritte Vorkommnis führte zu einer Reaktorschnellabschaltung.

- Ein Kurzschluss löste ein fehlerhaftes Schutzsignal aus. Daraufhin wurde der Eigenbedarfstransformator über den Hauptschutz des 220kV-Netzes von der Gruppenschiene und vom Generator getrennt. Dadurch wurde die Gruppenschiene stromlos, was zum Ausfall einer Reaktorhauptpumpe, welche von dieser Schiene versorgt wird, führte. Als Folge davon kam es auslegungsgemäss zu einer Reaktorschnellabschaltung wegen geringem Durchfluss in einem Reaktorkühlkreislauf.

Aus den sieben Vorkommnismeldungen ist ersichtlich, dass drei Vorkommnisse bei periodischen Funktionsprüfungen aufgetreten sind. Davon entfallen zwei Vorkommnisse auf Fehler an Komponenten und eines kann auf menschliches Fehlverhalten zurückgeführt werden. Zwei Vorkommnisse waren betriebsbedingt eingetreten, und die Mängel sind durch entsprechende Reparaturmassnahmen behoben worden. Die zwei übrigen Vorkommnisse, die zu Reaktorschnellabschaltungen führten, waren durch Kurzschlüsse bedingt.



Einsetzen eines Dichtungsringes bei der Reaktorhauptpumpe

Quelle: Kernkraftwerk Beznau

### 1.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel im Block I

Im Block I wurden die geplanten Tätigkeiten wie Brennelementwechsel, elektrische und mechanische Inspektionen, Wiederholungsprüfungen und Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen sowie Instandhaltungsarbeiten durchgeführt.

Schwerpunkte waren wiederkehrende Prüfungen am Reaktordruckbehälter (RDB) und am Hauptkühlmittelkreis. Für die Ultraschall-Wiederholungsprüfung der Schweißnähte des RDB kam ein verbessertes Ultraschall-Prüfsystem mit moderner Messdatenverarbeitung zur Anwendung. Damit wurden die beiden Nähte der Bodenkalotte des RDB, deren Zugänglichkeit wegen der Durchführungsrohre für die Kerninstrumentierung stark eingeschränkt ist, mit speziell dafür entwickelten Systemträgern erstmals geprüft. Zusätzlich zu den geplanten Wiederholungsprüfungen wurden die Auflagepratzen des RDB aufgrund einer behördlichen Forderung nachgeprüft. Sämtliche Resultate wurden mit jenen früherer Prüfungen verglichen. Es wurden keine Anzeigen festgestellt, die auf Fehler hinweisen.

In Erweiterung des Prüfungsumfanges an den Hauptkühlmittelleitungen wurden die vom RDB aus zugänglichen Bereiche dieser Leitungen und Teile der Reaktorhauptpumpegehäuse mit einer ferngesteuerten Unterwasserkamera inspiziert. Auch hier wurden keine Fehler gefunden.

Die 30 Durchführungsrohre im Boden des RDB wurden während des Brennstoffwechsels erstmals geprüft, und zwar mit einer Kombination aus Ultraschall- und Wirbelstromverfahren. Dieses Verfahren ist für den Nachweis von Spannungsrissskorrosion qualifiziert worden.

Die RDB-Deckeldurchführungen wurden geprüft und mit den Messresultaten aus dem Jahr 1993 verglichen. Es konnten dabei keine Veränderungen festgestellt werden. Die beiden Anzeigen von 1993 können jetzt dank verbesserter Messtechnik als Oberflächeneffekte (z. B. Kratzer) interpretiert werden. Anzeichen für Spannungsrissskorrosion sind weder an den Inconel-Durchführungsrohren am Boden noch an den Deckeldurchführungen des RDB festgestellt worden.

Die Berohrung der beiden neuen Dampf-erzeuger wurde, nach der Basisprüfung im Jahre 1993 und nach der ersten Wiederholungsprüfung im darauf folgenden Jahr, zum zweiten Mal einer Wiederholungsprüfung unterzogen. Es wurden keine Schäden festgestellt.

### 1.2.3 Anlagenänderungen

Die in diesem Jahr ausgeführten Änderungen im Block I sind vorwiegend aufgrund von Erkenntnissen aus neuesten Studien sowie aus Forderungen des HSK-Gutachtens zum Gesuch um die unbefristete Betriebsbewilligung des Blocks II entstanden. Aus diesem Paket sind erwähnenswerte Systemänderungen sowie Nachrüstungen nachfolgend aufgelistet:

- Um bei Ölverlust aus den Lagern des Motors der Reaktorhauptpumpen eine Entzündung des Öls am heissen Pumpengehäuse zu verhindern, wurden Ölauffang- und Ableitungsvorrichtungen nachgerüstet.
- Die Druckhaltersprühleitung wurde im Bereich der Incore-Instrumentierungsrohre mit einer Stahlkonstruktion umhüllt. Dadurch werden die benachbarten sicherheitstechnischen Ausrüstungen vor den Auswirkungen eines postulierten Bruches der Druckhaltersprühleitung geschützt.

- Das Safeguard-System, als Teil des Reaktorschutzsystems, wurde so geändert, dass eine weitgehende Prüfung des Systems während des Betriebs durchgeführt werden kann.
- In Vorbereitung zum geplanten Ersatz des Quell- und Zwischenbereichs der Nuklearinstrumentierung wurde während des Stillstands ein zusätzlicher Weitbereich-Messkanal aufgebaut, der unabhängig von der bestehenden Instrumentierung Betriebserfahrungen für das Ersatzsystem liefern soll.

### 1.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Im Block I des KKB war aufgrund erhöhter Aktivitätswerte im Primärkreislaufwasser mit Brennstabdefekten zu rechnen. Nach dem Abfahren zum Stillstand wurden alle Brennelemente auf Dichtheit überprüft. Dabei wurden 3 defekte Brennelemente, die zur gleichen Lieferung gehören, ermittelt. Da ein systematischer Fehler nicht auszuschliessen war, wurden vorsichtshalber auch die übrigen 9 Brennelemente der gleichen Lieferung nicht wieder in den Kern geladen. Die Abklärung der Schadensursache ist im Gange.

Im KKB I begann der Übergang zu verlängerten Betriebszyklen. Während des Stillstandes wurden 44 neue Brennelemente zugeladen. Beim Brennelementwechsel wurde die Zahl der Uran/Plutonium-Mischoxidbrennelemente (MOX) von 32 auf 8 verringert. 112 der 121 Brennelemente enthalten ein Fremdkörperfilter.

Die Fallzeitmessungen der Steuerstäbe zeigten, dass die Abschaltfunktion des Reaktors gewährleistet ist.

Im Block II gab es im Berichtsjahr keine Hinweise auf defekten Brennstoff, weil keine erhöhte Konzentration von Spaltstoffen im Reaktorwasser festgestellt wurde.

Im Berichtsjahr erfolgten 11 Abtransporte mit je 12 abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung.

### 1.2.5 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Gemäss einer HSK-Auflage im Gutachten für die Anlage Beznau II aus dem Jahre 1994 muss KKB die 1989 fertiggestellte PSA-Studie für den Volllastbetrieb periodisch dem aktuellen Anlagezustand und den neuen Entwicklungen in der PSA-Methodik anpassen; zudem sind auch die Betriebserfahrungen beider Anlagen zu berücksichtigen. In den vergangenen Jahren wurde das anlagespezifische PSA-Modell der aktuellen Anlagekonfiguration entsprechend ergänzt, insbesondere wurden die NANO-Systeme gemäss tatsächlicher Konfiguration in das PSA-Modell eingebaut. 1997 wurde das

neu zu bauende Notspeisewassersystem im PSA-Modell berücksichtigt. Die überarbeitete und aktualisierte PSA-Studie für den Volllastzustand soll 1998 abgeschlossen und dokumentiert werden.

Gemäss Forderung der HSK hat jeder Betreiber zusätzlich zur PSA-Studie für den Volllastbetrieb eine Studie für die Zustände Stillstand, An- und Abfahren durchzuführen. Die Arbeiten an dieser Studie wurden von Beznau in Zusammenarbeit mit einem externen Experten weitergeführt. Es ist vorgesehen, die Studie 1998 der HSK zur Beurteilung einzureichen.

### 1.2.6 Alterungsüberwachungsprogramm

KKB hatte sein Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) für sicherheitsrelevante Anlagenteile nach Abschluss der Auflage 3.8 im Jahre 1996 in eine Daueraufgabe überführt.

Im maschinentechnischen Bereich wurde von der HSK das AÜP zu verschiedenen Komponenten der Sicherheitsklasse 1 (Reaktorhauptpumpen, sämtliche Primärkreis-Rohrleitungen) geprüft. Die Dokumentation für die Dampferzeuger des Blocks I zum AÜP wurde der HSK 1997 eingereicht.

Im Bereich der 1E-klassierten elektrischen Komponenten (Motoren, Transmitter, Kabel u. a.) wurden Unterlagen eingereicht und von der HSK geprüft. Weitere AÜP-Untersuchungen von 1E-Komponenten, wie Motorantriebe von Armaturen, Magnetventile etc., befinden sich bei KKB in Bearbeitung.

In der Bautechnik wurde die AÜP-Dokumentation zum Reaktorgebäude und zu einigen Nebengebäuden der HSK zur Prüfung eingereicht. Darin wird der Umfang der Prüfungen detailliert spezifiziert. Im Berichtszeitraum wurde damit begonnen, die Ergebnisse bisher durchgeführter Basisinspektionen so zu dokumentieren, wie es gemäss AÜP vorgesehen ist.

Die Untersuchungen im Rahmen des AÜP liessen bisher keine Lücken in den bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogrammen erkennen. Für die bislang untersuchten sicherheitsrelevanten und schwer ersetzbaren Komponenten wurden keine neuen Alterungsmechanismen und -effekte identifiziert, die eine wesentliche Minderung der Gebrauchs- oder Sicherheitseigenschaften innerhalb der nächsten Zeit befürchten lassen müssten.

## 1.3 Strahlenschutz

### 1.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1997 (Daten für 1996 in Klammern) wurden im KKB folgende Kollektivdosen ermittelt:

KKB I	
Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	0.54 (0.40)
Leistungsbetrieb	0.07 (0.11)
Jahreskollektivdosen	0.61 (0.51)

KKB II	
Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	– (0.58)
Leistungsbetrieb	0.08 (0.11)
Jahreskollektivdosen	0.08 (0.69)

KKB I + II	
Aktionen	Personen-Sv Total
Geplante Stillstände	0.54 (0.98)
Leistungsbetrieb	0.15 (0.22)
Jahreskollektivdosen	0.69 (1.20)

Die vollständig neu gebaute Garderobe zu den Primärteilen beider Blöcke konnte 1997 in Betrieb genommen werden. Sie hat sich bereits während der Revision des Block I gut bewährt. Die Ausführung berücksichtigt im Detail die Forderungen, die in der Richtlinie über den überwachten Bereich von Kernanlagen HSK-R-07 an Garderoben gestellt werden. Beim Block II entfiel dieses Jahr ein Revisionsstillstand. Die radiologischen Verhältnisse im Block I haben sich vor dem Einbau der Bleiabschirmungen gegenüber dem Vorjahr nicht signifikant geändert. Die während des letzten Zyklus an drei Brennelementen aufgetretenen Schäden hatten keinen Einfluss auf die radiologische Situation. Dies zeigte sich auch in den tiefen Dosisleistungswerten von maximal 0,1mSv/h über dem gefluteten Reaktorbecken und 0,07mSv/h über dem Brennelementbecken.

Es wurden wiederum rund 70 Tonnen temporäre Bleiabschirmungen aufgebaut, die bei den Stillstandsarbeiten eine Einsparung von rund 0,5Personen-Sv ermöglichten. Hinzu kam in diesem Jahr neu eine Abschirmung des Reaktordeckels, die das Strahlenfeld bei Ausbau und Lagerung des Deckels sowie bei Wiederholungsprüfungen verringert. Detaillierte Arbeitsplanungen und Dosisoptimierungen wurden wie üblich durchgeführt. Ein moderner Strahlenschutz mit täglich nachgeführtem job-spezifischem Soll/Ist-Vergleich der Dosen wurde konsequent weitergeführt. Dosisrelevante Arbeiten waren das Öffnen und Schliessen des

RDB, Wiederholungsprüfungen (insb. RDB-Deckel und Dampferzeuger) und Revision einer Hauptkühlmittelpumpe.

Die Kollektivdosis für den Stillstand ist mit 0,54Personen-Sv ähnlich wie in den vergangenen Jahren. Gemessen am Arbeitsumfang zeigt der tiefe Jahreskollektivdosiswert für zwei Anlagen von 0,69Personen-Sv die Ergebnisse eines guten Strahlenschutzes.

Die höchste Personendosis durch externe Bestrahlung betrug 1997 10,8mSv (1996: 13,6mSv). 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. Der «Quick Counter» zur Triagemessung auf Inkorporationen wurde am definitiven Standort in der neuen Garderobe in das rechnergestützte Dosimetriesystem integriert. Das Eigen- und Fremdpersonal wurde periodisch resp. am Anfang und am Ende des Arbeitsauftrags überprüft. Es ergaben sich keine Befunde, die eine weitere Inkorporationsanalyse verlangt hätten.

Radiologische Vorkommnisse, die gemäss Richtlinie R-15 zu melden wären, traten 1997 in keinem der beiden Blöcke auf.

### 1.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und 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 A4a aufgeführt. Sie lagen unterhalb der festgelegten Grenzwerte. In der Tabelle A4b sind die Abgaben von Edelgasen und Jod über die Abluft und für Tritium und übrige radioaktive Stoffe über das Abwasser für die letzten 5 Jahre dargestellt. Da die Aerosolabgaben für alle Werke immer unterhalb von 1 Promille der Abgabegrenzen lagen, wird auf eine graphische Darstellung verzichtet. Beim Abwasser ohne Tritium sind die Abgaben während der letzten fünf Jahre unverändert. Die für Druckwasserreaktoren typischen Tritiumabgaben betragen wie in den Vorjahren etwas weniger als 20% des Abgabengrenzwerts.

In Tabelle A4 ist neben den Abgabewerten die rechnerisch unter ungünstigen Annahmen ermittelte Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung angegeben. Die Dosisberechnungen erfolgten durchwegs auf der Grundlage der HSK-Richtlinie R-41, welche im Juli des Berichtsjahres in Kraft gesetzt wurde.

Die berechnete Dosis beträgt für die gesamten Abgaben des Berichtsjahres ca. 0,001 mSv für Erwachsene resp. 0,002 mSv für Kleinkinder. Dies entspricht ca. 1 % des Dosisrichtwertes von 0,2 mSv 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 an die Umwelt notwendig sind.

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

## **1.4 Personal und Organisation**

### **1.4.1 Personal und Ausbildung**

Im Berichtsjahr bestanden ein Picketingenieur, zwei Schichtchefs und ein Reaktoroperator der Stufe A ihre Lizenzprüfung. Zwei Reaktoroperator-kandidaten beendeten den Technikerlehrgang der Reaktorschule am PSI erfolgreich mit dem Diplom als Techniker TS, Richtung Kernkraftwerkstechnik. Drei HTL-Ingenieure schlossen diesen Lehrgang mit dem Diplomezeugnis ab.

Der im KKB intensiv betriebenen Ausbildung von neuen Picketingenieuren kommt im Hinblick auf die in näherer Zukunft bevorstehenden Altersrücktritte grosse Bedeutung zu, was auch für die Ausbildung neuer Operateure gilt.

Ein Strahlenschutzkontrolleur wurde an der Strahlenschutzschule des PSI ausgebildet und mit Erfolg geprüft. Der Bestand an lizenziertem Personal ist in Tabelle A2 aufgeführt.

Für die lizenzierten Schichtgruppenangehörigen und die Picketingenieure standen 1997 das Alarmierungssystem AWARE und die computerisierten Notfallvorschriften COMPRO, die künftig im Kommandoraum zur Verfügung stehen werden, im Zentrum der Wiederholungsschulung. Nach einer theoretischen Ausbildung im KKB, ergänzt durch praktische Übungen am Kompaktsimulator, wurde der Gebrauch dieser neuen Informationsmittel am Simulator in Pittsburg, USA, trainiert. Der Kompaktsimulator des KKB kam zudem bei der Notfallschulung der Schichtchefs zum Einsatz. Trainiert wurde die Führung in ausserordentlichen Situationen.

In vielen weiteren Kursen brachten Angehörige aller Abteilungen ihr Fachwissen auf den neuesten Stand und schulten ihre praktischen Fähigkeiten und Persönlichkeit.

### **1.4.2 Organisation und Betriebsführung**

Die Organisation des KKB hat im Berichtsjahr keine Änderung erfahren. Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende Berichtsjahr 461 Personen (1996: 460).

Die Arbeitsgruppe zur Bearbeitung der Empfehlungen und Anregungen aus der OSART-Überprüfung im Jahr 1995 hat ihre Tätigkeiten weitergeführt. Im Februar 1998 wird die IAEA eine OSART-Nachprüfung durchführen.

## **1.5 Notfallbereitschaft**

Im Berichtsjahr wäre gemäss Übungsplanung von KKB eine Werksnotfallübung unter Beobachtung der HSK durchzuführen gewesen. Aufgrund des Einsatzes der Notfallorganisation KKB während der Behinderung eines Abtransports abgebrannter Brennelemente und der Geleisebesetzung zwischen dem 9. und 20. März stellte KKB ein Gesuch um Anerkennung dieses Einsatzes als Notfallübung 1997.

Obwohl das Ereignis nicht als technische Notfallübung gewertet werden konnte, hat die HSK dem Antrag stattgegeben, da sie den Lerneffekt für Notfallstab und Notfallequipen dieses über elf Tage dauernden Einsatzes höher bewertete als denjenigen einer Notfallübung. Speziell sind hier die Langzeiterfahrungen zu nennen, welche sowohl aus der Stabsarbeit wie auch beim Einsatz der übrigen Notfallgruppen gewonnen werden konnten. Als wichtiger Punkt sind auch die Erkenntnisse in der Zusammenarbeit mit den externen Kräften, wie etwa Polizei und Feuerwehr, zu erwähnen. Die Erfahrungen sind von KKB analysiert und notwendige Lehren daraus gezogen worden.

Zwei Notfallequipen, die beim Einsatz der Notfallorganisation anlässlich der Geleisebesetzung nicht zugezogen werden mussten, wurden in einer Übung fortgebildet. Es handelte sich um die Bereiche Strahlenschutz und Sanität. Übungsziel war, eine verletzte und kontaminierte Person aus dem Gefahrenbereich zu bergen, erste Hilfemassnahmen zu leisten, Dosisbestimmungen durchzuführen und alles nötige für eine Spitaleinlieferung vorzubereiten.

Zum Erhalt der Notfallbereitschaft wurde weiter eine interne Alarmübung sowie eine Ausbildung zur Führung in ausserordentlichen Lagen für die Schichtchefs durchgeführt.

## **1.6 Radioaktive Abfälle**

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vgl. Tabelle A11) lag im Berichtsjahr im Bereich der Erfahrungswerte vergangener Jahre. Schlamm aus der Abwasserreinigungsanlage (AURA)

wurde anlässlich von zwei Kampagnen zementiert. Die im Vorjahr vorbereiteten Harze wurden in Polystyrol verfestigt und mit Zementmörtel endkonditioniert. Ferner wurden Mischabfälle zur Verarbeitung ins PSI gebracht; dort wurden die brennbaren Abfälle verascht und die Verbrennungsrückstände sowie geringe Mengen nicht brennbarer Abfälle zementiert. Die dabei entstandenen Gebinde konditionierter Abfälle wurden zum KKB zurückgeführt. Verschiedene Rohabfälle werden im Hinblick auf eine spätere Behandlung in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone unter zweckmässigen Bedingungen unkonditioniert aufbewahrt. Die konditionierten Abfallgebände werden routinemässig in das Rückstandslager und in die SAA-Halle des ZWIBEZ eingelagert.



Bauarbeiten am neuen Zwischenlager (ZWIBEZ) für hochradioaktive Abfälle auf dem Areal des Kernkraftwerks Beznau  
Quelle: Kernkraftwerk Beznau

Nach Prüfung der Spezifikation und der Endlagerfähigkeitsbeurteilung der NAGRA hat die HSK im März die gemäss der Richtlinie HSK-R-14 aktualisierte Freigabe für den Abfallgebändetyp «Zementierte Verbrennungsrückstände» erteilt. Somit verfügt nun KKB für alle Typen der gegenwärtig hergestellten Abfallgebände über eine gemäss HSK-R-14 aktualisierte Freigabe. Die noch erforderlichen Nachdokumentationen alter Abfallgebände sollen gemäss vereinbarter Terminplanung in den kommenden zwei Jahren erfolgen.

Der 1991 vom Bundesrat bewilligte und 1996 von der HSK freigegebene Bau der HAA-Halle des Zwischenlagers ZWIBEZ schritt im Berichtsjahr planmässig voran; die Fertigstellung ist für 1998 vorgesehen. Es handelt sich dabei um ein Behälterlager, das zur Lagerung von abgebrannten Brennelementen und von hochaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung dient.

## 1.7 Erfüllung von Auflagen für KKB II

Mit der befristeten Betriebsbewilligung, die vom Bundesrat im Dezember 1994 erteilt wurde, waren Auflagen an den Betreiber hinsichtlich der nuklearen Sicherheit und den Strahlenschutz verknüpft. Die mit Abschlussterminen versehenen Auflagen sind alle erfüllt worden.

Davon wurden im Berichtsjahr die folgenden als letzte erfüllt:

### 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.

Das Projekt wurde nach der Konzeptfreigabe vom Dezember 1996 im Berichtsjahr anhand der eingereichten Ausführungsunterlagen freigegeben. Die Realisierung, die 1999 beendet sein soll, wird von der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgt. Die Auflage 3.5 ist erfüllt.

### Auflage 3.7

Die Garderobe 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 neue Garderobe für die kontrollierten Zonen beider Blöcke ist 1997 mit Überprüfung durch die HSK in Betrieb genommen worden. Sie war im Revisionsstillstand des Blocks I verfügbar. Die Auflage 3.7 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.

KKB hat die verlangten Unterlagen fristgerecht bei HSK und KSA eingereicht. Sie werden von beiden geprüft. Die Auflage ist damit formal erfüllt.

Die weiteren Auflagen haben teils ständige Gültigkeit für den Betrieb, teils verlangen sie die periodische Aktualisierung von Anlage dokumenten und Analysen.

## **1.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK**

Der Zustand der Anlage in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung sind gut. Die aufgetretenen Vorkommnisse hatten einschliesslich des der INES-Stufe 1 zugeordneten geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Entsprechende Verbesserungen wurden durchgeführt.

Durch umfangreiche radiologische Abschirmmassnahmen erreichte die Kollektivdosis für das Eigen- und Fremdpersonal wieder einen sehr tiefen Wert. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen weit unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte. Damit sind die Strahlendosen für die Bevölkerung unbedeutend.

# 2. Kernkraftwerk Mühleberg



Flugaufnahme des Kernkraftwerks Mühleberg

Quelle: BKW FMB Energie AG, Bern

## 2.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) der Bernischen Kraftwerke BKW FMB Energie AG, welches seinen kommerziellen Betrieb im Jahr 1972 aufnahm, ist eine Siedewasserreaktoranlage mit 355 MW elektrischer Nettoleistung. Weitere Daten der Anlage sind in den Tabellen A1 und B4 des Anhangs dargestellt; Figur B2 zeigt das Funktionsschema einer Siedewasserreaktoranlage.

Das Kernkraftwerk Mühleberg erreichte 1997 eine Arbeitsausnutzung von 81,8% und eine Zeitverfügbarkeit von 87,6%. Der Revisionsstillstand mit dem Brennstoffwechsel dauerte 44 Tage und hatte einen wesentlichen Einfluss auf die Nichtverfügbarkeit der Anlage. Auf die Arbeitsausnutzung wirkte sich der bereits im März einsetzende Streckbetrieb des Reaktors aus. Der Streckbetrieb ist eine Folge des aus wirtschaftlichen Überlegungen optimierten Brennstoffeinsatzes.

Für die Heizung der Wohnsiedlung «Steinriesel» wurden 2,5 GWh thermische Energie abgegeben.

Im Berichtsjahr ereignete sich eine ungeplante Reaktorschnellabschaltung aus 70% Leistung, verursacht durch eine Störung in der Steuerung der Speisewasserversorgung. Während des Leistungsbetriebs erfolgten drei geplante kurzzeitige Lastreduktionen zur Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen. Zwei

Lastabsenkungen mussten unvorhergesehen zur Behebung von Störungen im Turbinenbereich durchgeführt werden.

## 2.2 Anlagensicherheit

### 2.2.1 Besondere Vorkommnisse

Entsprechend der Richtlinie R-15, Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, hat der Betreiber über die meldepflichtigen Vorkommnisse berichtet. Dabei handelt es sich um 3 Vorkommnisse, die der Klasse B zugeordnet wurden. Sie sind aufgrund ihrer geringen sicherheitstechnischen Bedeutung auf der internationalen Bewertungsskala INES der Stufe 0 zugeteilt worden (siehe Kapitel 11.7 sowie Anhang Tabellen A3 und B2).

- Vor der Durchführung einer geplanten Sanierung am Kühler eines Stranges des Systems für die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Containment wurde der Funktionstest des redundanten Stranges unterlassen. Dieser Test wird in den Betriebsvorschriften (Technischen Spezifikationen) gefordert, wenn ein Strang nicht betriebsbereit ist. Da für die Nachwärmeabfuhr noch ein anderes, unabhängiges System mit zwei Strängen vorhanden ist, hatte die Unterlassung geringe Sicherheitsbedeutung. Als Folge aus dem Vorkommnis werden Verbesserungen in der Anwendung der Betriebsvorschriften und bei

den Verfahrensabläufen für Tests und Reparaturen an Systemen durchgeführt.

- Infolge einer Störung der Erregersteuerung eines Turbogenerators kam es im Juli zum Lastabwurf dieser Turbogruppe. Das führte automatisch zur Leistungsreduktion des Reaktors. Ein Fehler in der Steuerung eines Speisewasserregelventils drosselte die Speisewasserzufuhr zu langsam, was zu einem hohen Wasserniveau im Reaktor führte und damit zum Schnellschluss beider Turbinen. Das weitere Regelungsverhalten verursachte nun einen Niveauabfall bis zur Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung. Die Untersuchung des fehlerhaften elektrohydraulischen Steuerelements ergab als Ursache eine ungenügende Beweglichkeit infolge Ölverkrustung. Dem wird künftig durch häufigere Instandhaltung vorgebeugt.
- Gegen Ende des monatlichen Funktionstests eines Notstromdieselaggregats trat ein schwerer Maschinenschaden am Dieselmotor auf. Die Blockierung eines Kolbens (Kolbenfresser) führte zum Bruch des betroffenen Kolbens, seiner Zylinderbüchse, des Pleuellagers sowie zum Durchschlagen des Kurbelgehäuses. Durch den Verlust des Öldrucks wurde das Aggregat abgestellt. In der gemäß den Betriebsvorschriften (Technischen Spezifikationen) vorgeschriebenen Reparaturzeit konnte ein komplettes Ersatzaggregat eingebaut und geprüft werden. Der havarierte Motor war kurz zuvor im Revisionsstillstand des KKM einer umfassenden Revision unterzogen worden. Der defekte Diesel gelangte zur Untersuchung und evtl. Instandsetzung ins Herstellerwerk. Die sicherheitstechnische Bedeutung des Ausfalls dieses Aggregats ist gering, weil die Notstromversorgung durch das benachbarte Wasserkraftwerk und durch die SUSAN-Notstromdieselaggregate gewährleistet ist.

### **2.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel**

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

Am Kernmantel wurden visuelle Prüfungen an 4 Vertikalschweißnähten, die Kontrolle der vier im Stillstand 1996 installierten Zugstangen und die Ultraschallprüfung einer der beiden am stärksten durch Risse betroffenen Horizontalnähte durchgeführt. Die visuellen Prüfungen waren ohne Befund, Mängel an den Zugstangen wurden nicht festgestellt. Die Auswer-

tung der Ultraschallprüfung an der am meisten von Rissen betroffenen Naht ergab gegenüber den Messungen im Vorjahr eine Zunahme der Gesamtrisslänge um ca. 10 %. Die Risse haben keinen sicherheitsrelevanten Einfluss auf den Betriebszyklus 1997/98.

Bei den mit fernbedienten Unterwasser-Videokameras durchgeführten visuellen Kontrollen des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Reaktoreinbauten wurden keine Risse oder andere Befunde festgestellt, die einen Einfluss auf die Betriebssicherheit der Anlage haben können.

Auch bei den übrigen Werkstoffwiederholungsprüfungen am Reaktordruckbehälterflansch, den Umwälzstützen des Reaktordruckbehälters, der Schweißnähte der Reaktorummwälzschleifen und der Frischdampfleitungen wurden keine die Sicherheit beeinträchtigenden Abweichungen festgestellt.

Nach Abschluss aller Schweißarbeiten beim Umbau der Speisewasserstützen am RDB wurde die Primäranlage erfolgreich einer Wiederholungsdruckprüfung mit 1,2-fachem Auslegungsdruck unterzogen.

Bei den elektrischen Ausrüstungen können als wesentliche Wiederholungsprüfungen die der Leittechnik des Notstandssystems und des Reaktorschutzsystems genannt werden. Weitere Prüfungen und Kontrollen betrafen u. a. die Notstand- und Notstrom-Schaltanlagen. An den Sicherheitssystemen wurden zudem die notwendigen Prüfarbeiten durchgeführt. Dabei haben sich keine unzulässigen Abweichungen von den geforderten Zielwerten ergeben.

### **2.2.3 Anlagenänderungen**

Als wichtigste Anlageänderungen sind zu erwähnen:

- Umbau der vier Speisewasserstützen am Reaktordruckbehälter  
Der ausgeführte Umbau führt zu einer Minimierung der inneren Leckage zwischen Speisewasserstützen und Wärmeschutzhülsen der Speisewasserverteiler und damit zu einer homogenen Temperaturverteilung. Damit wird das Risiko zur Entstehung von Rissen, verursacht durch zyklische Wärmespannungen, stark reduziert.
- Änderungen am Torus  
Die Torusdurchdringungen und die Tauchrohre einschliesslich Flanschverbindungen des Toruskühlsystems und des Abfahrkühlsystems wurden ersetzt.
- Teilsanierung des Reaktorbeckens mittels Beschichtungstechnik  
Zur Vermeidung der geringen Wasserleckagen aus dem Reaktorbecken in den Baukörper wurde ein Grossteil der Schweißnähte der Beckenauskleidung im

vermuteten Leckagebereich mit einer Kunstharzbeschichtung versehen. Diese anlageinterne Leckage, die nur im Stillstand bei gefülltem Reaktorbecken auftritt, konnte deutlich verringert werden. Spezifische Untersuchungen im unteren Bereich der Containmentwand zeigten keine Korrosionsangriffe.

- Erweiterung der Störfallinstrumentierung  
Folgende Modifikationen bzw. Ergänzungen wurden durchgeführt:
- automatische Rückstellung der Teilbereichsumstellung der Neutronenflussanzeige nach einer automatischen Reaktorabschaltung
- Registrierung der Wasserstoffkonzentration des Drywell im SUSAN
- zusätzliche Installation von Temperaturfühlern zur Registrierung der Drywelltemperatur im SUSAN
- Messbereichserweiterung des Drywell-drucks.

#### **2.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe**

Die geringen Aktivitätskonzentrationen im Reaktorwasser und im Abgas aus den Turbinenkondensatoren während des ganzen Jahres lassen den Schluss zu, dass keine Brennstabhüllrohrdefekte aufgetreten sind. Für den 25. Zyklus (1997/98) wurden von den 240 Brennelementen des Kerns 44 durch neue ersetzt. Alle nachgeladenen Brennelemente weisen eine 9x9-Brennstabanordnung auf.

Nach der Reaktorschnellabschaltung im Juli wurde beobachtet, dass das Ausfahren eines Teils der eingefahrenen Steuerstäbe mit dem normalen Fahrwasserdruck nicht möglich war. Die Abschaltfunktion des Reaktors war durch das erschwerte Ausfahren der Steuerstäbe jedoch nicht behindert. Die Ursache des erschwerten Ausfahrens konnte in Verunreinigungen an den Dichtringen der Steuerstabantriebe gefunden werden. Die Verunreinigungen sind mit grösster Wahrscheinlichkeit auf Funkenerosionsarbeiten beim Einbau der Zugstangen für den Kernmantel im RDB während des Stillstands 1996 zurückzuführen. Erosionsmaterial gelangte dabei wegen eines defekten Filters ins Reaktorwasser. Alle 57 Steuerstabantriebe wurden revidiert und die Böden aller Steuerstabführungsrohre gereinigt. Danach verliefen die Funktionsprüfungen ohne Beanstandungen.

Im Stillstand 1997 wurden keine Steuerstäbe ersetzt.

Um das Betriebsverhalten der Brennelemente im Hinblick auf eine allfällige Erhöhung des Abbrands zu prüfen, wurden zehn Brennelemente mit unterschiedlichen Einsatzzeiten während des Revisionsstillstands mittels einer Unterwasserkamera inspiziert. Alle inspizierten

Brennelemente befinden sich in einem guten Zustand.

Im Ringspalt zwischen Kernmantel und RDB wurden an zwei der vier Zugstangen des Kernmantels Neutronenflussdosimeter eingebaut, die während des laufenden Zyklus bestrahlt und anschliessend von General Electric in USA ausgewertet werden. Zweck dieses auch von einer japanischen Betreibergruppe unterstützten Projektes ist die Überprüfung und Verbesserung der Berechnung des Neutronen- und Gammaflusses ausserhalb des Reaktorkerns. Diese Grössen dienen u. a. zur genaueren Prognose der Lebensdauer des RDB.

#### **2.2.5 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)**

Die 1990 fertiggestellte PSA-Studie für den Vollastbetrieb muss gemäss einer Forderung aus dem HSK-Gutachten zu Mühleberg von 1992 periodisch aufdatiert werden. Der Betreiber hat dazu in einem ersten Schritt alle Systembeschreibungen und die zugehörigen Systemfehlerbäume in eine einheitliche Form gebracht. Es ist vorgesehen, dass der HSK im ersten Halbjahr 1998 diese Systemdokumentation zur Beurteilung zugestellt wird.

Der Betreiber hat im Berichtsjahr die von der HSK verlangte PSA-Studie für die Zustände Stillstand, An- und Abfahren umfassend überarbeitet und dabei auch die Kommentare der HSK zum ersten Entwurf der Studie berücksichtigt. Die überarbeitete Studie soll der HSK anfangs 1998 eingereicht werden.

#### **2.2.6 Alterungsüberwachungsprogramm**

Das mit der Betriebsbewilligung von 1992 geforderte AÜP wurde fortgesetzt. Im Bereich Maschinentechnik wurden der HSK die AÜP-Dokumentationen zum Primärcontainment und den Reaktorumwälzschleifen zur Prüfung eingereicht.

Im Bereich Elektrotechnik wurde eine Reihe von eingereichten AÜP-Dokumentationen von 1E-Komponenten durch die HSK geprüft. Dies betraf vor allem Durchführungen, Kabel, Endschalter und Temperaturmessonden.

In der Bautechnik wurde die AÜP-Dokumentation zum Reaktorgebäude und zu einigen Nebengebäuden der HSK zur Prüfung eingereicht. Darin wird der Umfang der Prüfungen spezifiziert. Im Berichtszeitraum wurde damit begonnen, die Ergebnisse bereits durchgeführter Basisinspektionen so zu dokumentieren, wie es gemäss AÜP vorgesehen ist.

Die Untersuchungen im Rahmen des AÜP liessen bisher keine Lücken in den bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogrammen erkennen. Für die bislang untersuchten sicherheitsrelevanten und schwer

ersetzbaren Komponenten wurden keine neuen Alterungsmechanismen und -effekte identifiziert, die eine wesentliche Minderung der Gebrauchs- oder Sicherheitseigenschaften innerhalb der nächsten Zeit befürchten lassen müssten.

## 2.3 Strahlenschutz

### 2.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1997 (Daten für 1996 in Klammern) wurden im KKM folgende Kollektivdosen ermittelt:

Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand Leistungsbetrieb	1.18 (0.89) 0.40 (0.51)
Jahreskollektivdosis	1.58 (1.40)

Mit der erzielten Kollektivdosis für den Jahresstillstand konnte unter Berücksichtigung einiger besonders dosisrelevanter Arbeiten ein sehr tiefer Wert 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 unterschritten. Auch die totale Jahreskollektivdosis ist tief und liegt weit unterhalb des HSK-Richtwertes von 4 Personen-Sv. Arbeiten mit relevanten Dosisbeiträgen waren der Austausch der vier Speisewasserstutzen, die Revision aller 57 Steuerstabilitätsantriebe, der Austausch der LPRM-Kabel sowie die Reparaturen am Reaktorbecken.

Gegenüber dem Vorjahr sind die Dosisleistungen an den Umwälzleitungen um etwas mehr als 10% gesunken. Dies, nachdem die mittlere Dosisleistung an den Umwälzleitungen schon 1996 um 5% und 1995 um 10% gesenkt werden konnte. Die Massnahmen zur Reduktion des Kobalteintrags zeigten auch drei Jahre nach Abschluss des Ersatzes der kobalthaltigen «pins und rollers» bei allen Steuerstäben durch neuartige, kobaltarme Abstand-Gleitstücke Erfolge.

Zur Reduktion der Dosisleistung an Arbeitsplätzen wurden während des Stillstands hauptsächlich im Drywell zahlreiche Strahlenquellen mit insgesamt 85 Tonnen Bleiblechen und Bleiziegeln temporär abgeschirmt. Die dadurch erreichte Netto-Dosiseinsparung wird vom Betreiber auf rund 1,7 Personen-Sv geschätzt. Unter anderem dank des seit mehreren Zyklen intakten Brennstoffs resultierte eine niedrige Aktivität im Primärkühlmittel und damit wie in den Vorjahren eine tiefe Kontamination an den

Systemen und Komponenten im Maschinenhaus, was die Arbeiten dort erleichterte.

Bei den Individualdosen wurden keine Dosisüberschreitungen festgestellt. Die höchste Personendosis durch äussere Bestrahlung betrug 1997 14,2 mSv. Der entsprechende Wert für 1996 war 11,8 mSv. Nähere Angaben sind aus den Tabellen A5 bis A10 und den Figuren A5 bis A10 ersichtlich. Radiologische Vorkommnisse, die gemäss Richtlinie R-15 zu melden wären, traten 1997 keine auf. Die Inkorporations-Triagemessungen des Eigen- und Fremdpersonals mittels «Quick Counter», die vor und nach dem Aufenthalt im KKM für das Fremdpersonal und periodisch für das Eigenpersonal durchgeführt wurden, ergaben keine Befunde. Es traten keine Kontaminationsverschleppungen und keine Personenkontaminationen auf, die nicht umgehend mit normalen Mitteln wie z.B. Duschen entfernt werden konnten.

### 2.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

In Tabelle A4a sind die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe, die Jahresabgaben 1997 sowie die daraus auf der Grundlage der neuen HSK-Richtlinie R-41 rechnerisch ermittelten Dosiswerte für Einzelpersonen in der Umgebung dargestellt. Alle Grenzwerte wurden eingehalten. Für Erwachsene ist die errechnete Jahresdosis unter Berücksichtigung der Ablagerungen aus den Vorjahren 0,009 mSv und für Kleinkinder 0,007 mSv. Der Anteil an den errechneten Dosen aufgrund der Abgaben radioaktiver Stoffe im Jahr 1997 liegt für Erwachsene bei 0,0009 mSv und für Kleinkinder bei 0,0012 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 und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben an die Umwelt notwendig sind. Tabelle A4b zeigt den Verlauf der Abgaben von Edelgasen und Jod über die Abluft resp. Tritium und übriger radioaktiver Stoffe über das Abwasser während der letzten 5 Jahre. Die Abgaben von Aerosolen und Jod lagen im KKM während der letzten 5 Jahre, diejenigen von Edelgasen während der letzten 3 Jahre immer unterhalb von 1 Promille der Abgabelimite und werden daher nicht genauer ausgewiesen.

Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und der SUeR an Aerosol- und Jodfiltern sowie an Abgas- und Abwasserproben zeigten zusammen mit den Werten von KKM eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse der drei beteiligten Labors.

Mit den Dosisleistungs-Messonden (MADUK) in der Umgebung des KKM wurde keine signifikante Erhöhung der Ortsdosis über der natürlichen Strahlung festgestellt. Im Nahbereich des Kernkraftwerkes ist die Ortsdosis durch die Direktstrahlung aus dem Maschinenhaus und aus dem Abfallager erhöht. Die gemessenen Werte lagen im üblichen Rahmen. Der Immissionsgrenzwert des Art. 102 Ziffer 3 der Strahlenschutzverordnung von 5 mSv pro Jahr und der Richtwert gemäss HSK-Richtlinie R-11 von 0,1 mSv/Woche für die Ortsdosis durch Direktstrahlung wurden auch im Berichtsjahr eingehalten.

## 2.4 Personal und Organisation

### 2.4.1 Personal und Ausbildung

Zwei Reaktoroperateure der Stufe B wurden aufgrund der bestandenen Prüfung lizenziert. Der Bestand an lizenziertem Personal ist in Tabelle A2 aufgeführt.

1997 war das erste volle Betriebsjahr des KKM-Simulators. Für alle Schichtgruppen fand eine sehr intensive und umfassende Wiederholungsschulung am Simulator statt. Verglichen mit früheren Jahren, als das Simulortraining in den USA stattfand, ermöglichte der werkeigene Simulator eine Verdoppelung der Trainingszeit. In einem Trainingszyklus, welcher schwere Störfälle und Notfälle zum Thema hatte, wurden auch die Picketingenieure miteinbezogen. Vier zukünftige Reaktoroperateure absolvierten ein Simulator-Basistraining von vier Wochen, das mit einer Prüfung abgeschlossen wurde.

Nicht lizenzierte Angehörige der Schichtgruppen frischten in speziellen Wiederholungskursen ihre Anlagekenntnisse auf. Zwei Angehörige des Ressorts Physik der Abteilung Nukleartechnik absolvierten den von General Electric durchgeführten Kurs «Station Nuclear Engineering» erfolgreich. Damit wurde ein wesentlicher Beitrag zur Sicherstellung der personellen Kontinuität auf dem Gebiet der Reaktorphysik geleistet.

Eine grosse Anzahl weiterer Kurse in allen Abteilungen dienten der laufenden Anpassung des Fachwissens an den Stand der Technik, der Schulung praktischer Fähigkeiten und der Persönlichkeitsentwicklung.

### 2.4.2 Organisation und Betriebsführung

Im Berichtsjahr hat die Organisation des KKM keine wesentlichen Änderungen erfahren. Die Belange des Brandschutzes wurden einem Brandschutzverantwortlichen unterstellt. Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende 1997 292 Personen (1996: 285).

KKM ist dabei, ein formales Qualitätsmanagement-System einzuführen. An diesem Projekt wurde im Berichtsjahr intensiv weitergearbeitet. Die Tätigkeiten konzentrierten sich auf die Revision des Qualitätsmanagementhandbuchs und den Beginn der Erstellung von QS-Handbüchern für die Prozesse.

KKM hat aktiv an dem von der HSK initiierten Forschungsprojekt «Situative Analyse von Sicherheitskultur» (siehe auch Kapitel 11.6) mitgewirkt. Psychologen der Universität Bern haben während längerer Zeit mit verschiedenen



*Blick in den Simulatorraum des Kernkraftwerks Mühleberg*

Quelle: BKW FMB Energie AG, Bern

Personen des KKM Grundlagen für spätere Interviews erarbeitet.

## 2.5 Notfallbereitschaft

KKM hatte im Berichtsjahr eine Sicherungswerksnotfallübung unter Beobachtung der für die Sicherung zuständigen Fachsektion des BFE durchgeführt. Das Übungsszenario bestand aus einer politischen Erpressung der Regierung, wobei das Kernkraftwerk als Pfand für die Forderung diente. Die Übungsergebnisse wurden positiv beurteilt.

In internen Übungen wurden Teile des Notfallstabes, die Notfallequipes Schicht, Betriebsfeuerwehr, Sanität und Strahlenschutz fortgebildet. Ziel war, einen Brand zu bekämpfen, wobei Freisetzungen von radioaktiven Stoffen stattfanden.

## 2.6 Radioaktive Abfälle

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vgl. Tabelle A11) lag im Berichtsjahr im Bereich der Erfahrungswerte vergangener Jahre. Die aus dem Betrieb neu angefallenen Ionentauscherharze wurden mit der Verfestigungsanlage CVRS endlagerfähig konditioniert. Messlanzen wurden unter Wasser zerkleinert und mit anderen Kleinteilen zementiert. Anschliessend wurde die für 1998 vorgesehene Konditionierungskampagne für Brennelement-Kästen vorbereitet. 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.

KKM hat die Spezifikationen der sechs Abfallgebinderarten, die mit der Verfestigungsanlage CVRS hergestellt werden, basierend auf der Prozessoptimierung und auf den Resultaten der erweiterten Typenprüfung revidiert. Nach Bescheinigung der Endlagerfähigkeit durch die Nagra und Prüfung der Unterlagen hat die HSK die definitiven Freigaben im Juni bzw. Dezember erteilt. Im Berichtsjahr wurden für weitere acht Abfallgebinderarten von KKM die Spezifikationen erstellt, von der Nagra die Endlagerfähigkeit bescheinigt und von der HSK die Freigaben erteilt. Es handelt sich dabei um Kleinteile aus dem RDB sowie Komponenten wie Brennelement-Kästen oder Messlanzen, die im Brennelementbecken fernbedient unter Wasser zerkleinert, verpackt und anschliessend zementiert werden. Der Freigabeantrag für einen weiteren Abfallgebinderart ist bei der HSK noch in Bearbeitung. KKM wird somit für alle

wichtigen Typen der gegenwärtig hergestellten Abfallgebinder über eine gemäss der Richtlinie HSK-R-14 aktualisierte Freigabe verfügen. Für die noch ausstehenden Spezifikationen und die Nachdokumentation der nach älteren Verfahren hergestellten Abfallgebinder wurde ein Zeitplan vereinbart.

Die im Hinblick auf spätere Behandlungen gesammelten Rohabfälle werden in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone unter zweckmässigen Bedingungen unkonditioniert aufbewahrt. Das betrifft vorwiegend Harze (2'700 Fässer) und Schlämme (47 Fässer), die im Zwischenlager aufbewahrt sind und mit der Verfestigungsanlage CVRS endlagerfähig konditioniert werden sollen. Die konditionierten Abfallgebinder werden routinemässig in das Zwischenlager eingelagert.

## 2.7 Erfüllung von Auflagen

Mit der befristeten Betriebsbewilligung, die vom Bundesrat im Dezember 1992 erteilt wurde, waren Auflagen an den Betreiber im Blick auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz verknüpft. Die mit Abschlussterminen versehenen Auflagen sind alle erfüllt worden. Die Folgemassnahmen zum Brandschutz im Reaktorgebäude sind abgeschlossen. Die Alterungsüberwachung wird gemäss dem geforderten Alterungsüberwachungsprogramm fortgesetzt.

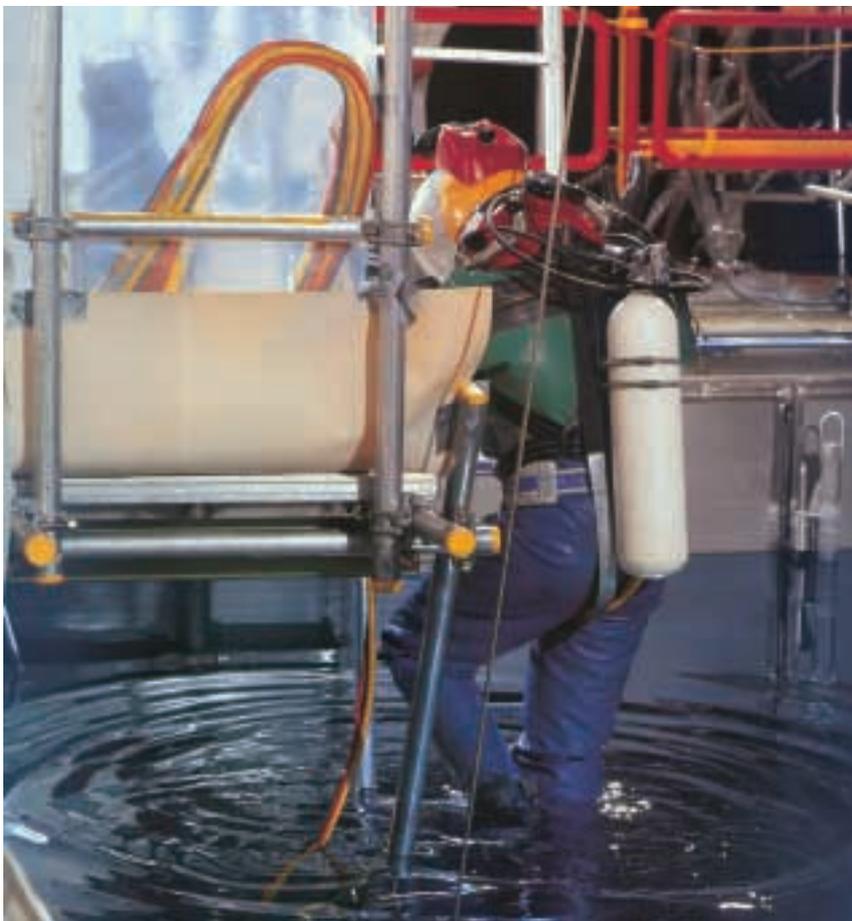
Die weiteren Auflagen haben teils ständige Gültigkeit für den Betrieb, teils verlangen sie periodische Aktualisierung von Anlagedokumenten und Analysen.

## 2.8 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung sind gut. Die aufgetretenen Vorkommnisse waren von geringer Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Die Risse im Kernmantel haben keinen sicherheitsrelevanten Einfluss.

Auf dem Gebiet des Strahlenschutzes zeigten die dosisreduzierenden Massnahmen weitere Erfolge. Für einen Siedewasserreaktor erreichte die Kollektivdosis (Eigen- und Fremdpersonal) wieder einen sehr tiefen Wert. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen weit unterhalb den behördlich festgelegten Grenzwerten. Damit sind die Strahlendosen für die Bevölkerung unbedeutend.

# 3. Kernkraftwerk Gösgen



Unterwasserarbeiten im Brennelementlagerbecken

Quelle: Kernkraftwerk Gösgen

## 3.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Gösgen (KKG) ist eine 3-Loop-Druckwasserreaktoranlage mit 970 MW elektrischer Nettoleistung. Es nahm den Betrieb im Jahre 1979 auf. Weitere technische Daten sind in den Tabellen A1 und B4 des Anhangs zusammengestellt; Figur B1 zeigt das Funktionsschema einer Druckwasserreaktoranlage.

Das KKG erreichte im Betriebsjahr 1997 eine Arbeitsausnutzung von 93,6% und eine Zeitverfügbarkeit von 93,7%. Der geplante Jahresstillstand dauerte 23 Tage und ist damit Hauptverursacher der Nichtverfügbarkeit der Anlage. Im Berichtsjahr lieferte die Anlage 143 GWh Prozesswärme für die Versorgung der nahegelegenen Kartonfabrik.

Der Anlagebetrieb wurde durch keine ungeplante Reaktorschnellabschaltung unterbro-

chen und durch keine erwähnenswerte Lastreduktion eingeschränkt.

## 3.2 Anlagensicherheit

### 3.2.1 Besondere Vorkommnisse

Aufgrund der Richtlinie R-15, Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, hat der Betreiber über ein meldepflichtiges Vorkommnis berichtet. Das Vorkommnis hat geringe sicherheitstechnische Bedeutung. Es wurde gemäss R-15 in Klasse B eingeteilt und auf der internationalen Bewertungsskala INES der Stufe 0 zugeordnet (siehe Kapitel 11.7 sowie Anhang Tabellen A3 und B2).

- Im letzten Zyklus musste aufgrund leicht erhöhter Aktivität im Primärkreis mit Brennstabschäden gerechnet werden. Dieser Befund wurde anlässlich von Brennelementinspektionen an 11 Brennstäben in zwei Brennelementen der 17. Nachladung bestä-

tigt. Die Schäden sind auf Reibverschleiss infolge Spannungsrisskorrosion an Federn im untersten Abstandhalter zurückzuführen. Wie bereits bei früheren Nachladungen wurde als Folgemaßnahme nun auch bei der 17. Nachladung der unterste Abstandhalter gegen einen spannungsrissempfindlicheren Inconel-Abstandhalter getauscht.

### 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.



Einbau eines revidierten Ventiloberteils einer Flutbehälter-Absperrarmatur

Quelle: Kernkraftwerk Gösgen

Einige wichtige Tätigkeiten seien erwähnt:

- Alle Schweissnähte der Primärwasserkammer und die Anschlussnaht an den sekundärseitigen Mantel des Dampferzeugers 3 wurden einer Ultraschall- und Oberflächenrissprüfung unterzogen. Es wurden keine Schäden festgestellt.
- 1994 wurden alle drei Wellen der Hauptkühlmittelpumpen durch eine weiterentwickelte Konstruktion ersetzt. Zwei Pumpenwellen wurden von der Zentralbohrung aus mittels Ultraschall erstmals wiederholungsgeprüft. Die Prüfungen ergaben keine Befunde.
- Im Rahmen wiederkehrender Ultraschallprüfungen war im Revisionsstillstand 1995

bei einer Schweissnaht des Primärkreises eine Anzeige gefunden und 1996 unverändert bestätigt worden. Im Stillstand 1997 wurde der Anzeigenbereich mit einer Potentialsondenmesseinrichtung versehen. Diese Messtechnik beruht auf der elektrischen Spannungsänderung in einem stromdurchflossenen Bereich infolge Rissbildung oder Risswachstum. Das Ziel ist, allfällige Veränderungen während des Betriebs feststellen zu können. Eine bruchmechanische Bewertung der Anzeige, durchgeführt unter konservativen Annahmen, bestätigte, dass die Anzeige keinen sicherheitsrelevanten Einfluss auf den Betriebszyklus 1997/98 hat.

- Die dritte Leckratenwiederholungsprüfung des Sicherheitsbehälters (Containment) ergab bei einem Überdruck von 0,5 bar (0,05 MPa) eine Leckrate von 0,044 Vol. %/Tag bei einer zulässigen Rate von 0,082 Vol. %/Tag.
- An mehreren Schweissnähten der Frischdampfleitung 3 und des nuklearen Nachkühlsystems wurden volumetrische Prüfungen mittels Ultraschall und Durchstrahlung ohne nennenswerte Anzeigen vorgenommen.
- Die Prüfungen in der Steuer- und Leittechnik sowie des Reaktorschutzsystems zeigten keine besonderen Befunde.

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:

- Um die Langzeitstörfallfestigkeit von Motorantrieben von Armaturen im Containment sicherzustellen, wurden 8 Antriebe ausgetauscht. Damit sind nun 26 der insgesamt 31 zum Austausch vorgesehenen Motorantriebe ersetzt.
- Bei Inspektionen an Steuerstabantrieben wurden Isolationsversprödungen an den Spulenanschlussleitungen festgestellt. Aufgrund dieser Feststellungen wurde beschlossen, die alten Leitungen durch solche mit höherer Temperaturbeständigkeit zu ersetzen. Die Arbeiten wurden an 33 von insgesamt 48 Antrieben durchgeführt, der Rest folgt im Stillstand 1998.
- Die Reaktorkuppel wurde im Verlaufe des Jahres aussen gereinigt und mit einem Oberflächenschutz versehen. Dadurch wurde das Erscheinungsbild der Anlage verbessert und die Bausubstanz gegen Umwelteinflüsse vorbeugend geschützt.

### 3.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Für den 19. Betriebszyklus (1997/98) wurden von insgesamt 177 Brennelementen 40 durch

neue ersetzt. Darunter befanden sich 8 Uran/Plutonium-Mischoxid (MOX)-Brennelemente, die im Sommer 1997 erstmals im KKG eingesetzt wurden. Die Brennstäbe der nachgeladenen Brennelemente haben Hüllrohre, deren Oberfläche mit einer korrosionshemmenden Schutzschicht versehen sind.

Über die im 18. Zyklus aufgetretenen Brennstab-Hüllrohrschäden wird im Abschnitt «Besondere Vorkommnisse» berichtet. Im derzeitigen 19. Zyklus sind ab September 1997 die Edelgas- und Iodaktivitäten erhöht und deuten erneut auf einen Brennstab-Hüllrohrdefekt hin.

Der von der HSK freigegebene Einsatz von Testbrennstäben dient der Untersuchung von verschiedenen Hüllrohrmaterialien auf ihr Verhalten bei höherem Abbrand. Die Inspektion dieser Hüllrohre zeigte für einige ein sehr gutes Betriebsverhalten.

Wie letztes Jahr wurden während des Revisionsstillstandes die Hüllrohre aller 48 Steuerstäbe mittels Durchmesser- und einer Wirbelstromprüfung auf Hüllrohrbeschädigungen untersucht. Aufgrund dieser Messungen wurden vier Steuerstäbe durch neue ersetzt, deren Hüllrohre eine gegen Reibungsverweiss widerstandsfähige Oberfläche aufweisen.

### 3.2.5 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Die Arbeiten auf dem Gebiet der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) konzentrierten sich auf die Beantwortung der von der HSK im Rahmen ihrer detaillierten und quantitativen Überprüfung der PSA-Studie für KKG aufgeworfenen Fragen. Die Fragen betrafen vor allem ergänzende Informationen zu Randbedingungen und Annahmen in der PSA-Studie. Da KKG zur Gewährleistung der einzelnen Sicherheitsfunktionen über mehrere redundante Systemkonfigurationen verfügt, die für die realistische Modellierung des Anlageverhaltens in der Analyse berücksichtigt werden müssen, ergibt sich ein komplexes und umfangreiches PSA-Modell, dessen Überprüfung für die HSK eine anspruchsvolle Aufgabe darstellt.

Im Rahmen der PSA-Überprüfung führte die HSK folgende Arbeiten aus:

- Um die grosse Menge werkspezifischer Daten zu verarbeiten und diese für die Eingabe in das HSK-eigene PSA-Modell bereitzustellen, wurde von der HSK ein spezielles Datenbanksystem entwickelt, das zukünftig auch für die PSA-Modelle der übrigen schweizerischen Kernanlagen Anwendung finden wird.
- Zur Beurteilung des Erdbebenrisikos wurde eine einwöchige Anlagebegehung durchgeführt und die Beobachtungen und Erkenntnisse in einem ausführlichen Bericht festge-



Ein Mitarbeiter der HSK bei der Datenerhebung zur Beurteilung des Erdbebenrisikos  
Quelle: HSK

halten. Massnahmen technischer und analytischer Art wurden dem Betreiber zur Stellungnahme zugestellt.

- Die Analyse des Einflusses von Operateurchandlungen auf den Verlauf schwerer Unfälle (Human Reliability Analysis, HRA) wurde vom PSI im Auftrag der HSK überprüft.
- Die Analysen zu den Auswirkungen eines schweren Kernschadens innerhalb der Sicherheitshülle konnten abgeschlossen werden.

### 3.2.6 Alterungsüberwachungsprogramm

Im Bereich Maschinentechnik wurden der HSK bislang die AÜP-Dokumentationen zur Hauptkühlmittelpumpe und zu den Kerneinbauten des RDB zur Prüfung eingereicht.

Im Bereich Elektrotechnik wurden im Zusammenhang mit der PSÜ verschiedene Arbeiten zur AÜP begonnen. AÜP-Dokumentationen liegen der HSK noch nicht vor.

In der Bautechnik wurde die AÜP-Dokumentation zum Reaktorgebäude und zu einigen Nebengebäuden der HSK zur Prüfung eingereicht. Darin wird der Umfang der Prüfungen spezifiziert. Im Berichtszeitraum wurde damit begonnen, die Ergebnisse bereits durchgeführter Basisinspektionen so zu dokumentieren, wie es gemäss AÜP vorgesehen ist.

## 3.3 Strahlenschutz

### 3.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1997 (Daten für 1996 in Klammern) wurden im KKG folgende Kollektivdosen ermittelt:

Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand	0.58 (0.72)
Leistungsbetrieb	0.16 (0.20)
Jahreskollektivdosis	0.74 (0.92)

Spezielle dosisrelevante Arbeiten waren die Oberflächenriss- und Ultraschallprüfung am Dampferzeuger 3, die sekundärseitigen Inspek-

tionen der Dampferzeuger sowie die Ultraschallprüfungen am Primärkreis. Die Jahreskollektivdosis liegt, bezogen auf den Umfang der ausgeführten Arbeiten, tiefer als jene der Vorjahre und weit unterhalb des HSK-Richtwertes von 4 Personen-Sv.

Aus zahlreichen Messungen am Primärkreislauf geht hervor, dass die Dosisleistungen an strahlenschutzrelevanten Stellen gegenüber dem Vorjahr konstant geblieben oder leicht ansteigend sind. Wiederum wurden temporäre Bleiabschirmungen angewendet. Gesamthaft wurden 1997 rund 17 Tonnen Bleimatten insbesondere zur Abschirmung der Arbeitsplätze bei den Dampferzeugern eingesetzt. Die effektiv damit gesparten Kollektivdosen schätzt der Betreiber auf rund 35 Personen-mSv. Der Einsatz von temporären Bleiabschirmungen wird von KKG aufgrund von Optimierungsüberlegungen nicht als effiziente Strahlenschutzmassnahme angesehen.

Signifikante Personenkontaminationen oder Kontaminationsverschleppungen traten keine auf. Nennenswerte Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in die Atemluft konnten vermieden werden, obschon infolge Brennelementschäden (siehe Kapitel 3.2.1) eine relativ hohe Jod-131-Kontamination des Primärwassers von  $1,0 \cdot 10^9 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$  vorlag.

Radiologische Vorkommnisse, die aufgrund der Richtlinie R-15 zu melden wären, traten 1997 keine auf. Bei den Individualdosen wurden keine Dosisüberschreitungen festgestellt. Die höchste Personendosis durch externe Bestrahlung betrug 1997 11,0 mSv. Der entsprechende Wert für 1996 war 15,2 mSv. Nähere Angaben 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 1997 sowie die daraus auf der Grundlage der HSK-Richtlinie R-41 rechnerisch ermittelten Dosiswerte für Einzelpersonen in der Umgebung sind in Tabelle A4a dargestellt. Die radioaktiven Abgaben in Form von Aerosolen, Jod 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 etwa 20% des Grenzwertes. Dieselben Feststellungen gelten auch für den Verlauf der Abgaben über die letzten 5 Jahre (siehe Tabelle A4b).

Die unter ungünstigen Annahmen errechnete Jahresdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung mit ca. 0,001 mSv für Erwachsene und Kleinkinder ist sehr niedrig und weit unterhalb des Dosisrichtwertes 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 an die Umwelt notwendig sind.

Die vierteljährlichen Kontrollmessungen von HSK und SUEr an Aerosol- und Jodfiltern sowie an Abwasserproben zeigten zusammen mit den Werten von KKG eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse der drei beteiligten Labors.

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

## **3.4 Personal und Organisation**

### **3.4.1 Personal und Ausbildung**

Drei Schichtchefs und zwei Reaktoroperateure Stufe B wurden 1997 nach bestandener Prüfung lizenziert. Der Bestand an lizenziertem Personal ist in Tabelle A2 dargestellt.

Die lizenzierten Angehörigen der Schichtgruppen absolvierten ihre Simulator-Wiederholungsschulung in einwöchigen Kursen an den Simulatoren in Essen, Deutschland, und Mambucaba, Brasilien. Drei einwöchige Teile des Simulatorgrundkurses für die im Berichtsjahr neu lizenzierten Reaktoroperateure wurden in Essen durchgeführt.

Mit der Fertigstellung des Simulatorgebäudes erfolgte im Berichtsjahr ein wichtiger Schritt auf dem Weg zum KKG-Simulator. Das Gebäude ist bereit für den Einbau des Simulators, dessen Inbetriebnahme für 1999 geplant ist.

Den Repetitionskurs für Strahlenschutzkontrollen und Chefkontrollen an der Strahlenschutzschule des PSI besuchten vier Angehörige des Strahlenschutzes.

In vielen weiteren Kursen brachten Angehörige aller Abteilungen ihr Fachwissen auf den neuesten Stand, verbesserten ihre praktischen Fähigkeiten und schulten ihre Persönlichkeit. Speziell erwähnt sei der Kurs zum Thema Suchtprävention.

### **3.4.2 Organisation und Betriebsführung**

Im Berichtsjahr hat KKG in der Abteilung Maschinentechnik ein neues Ressort «Systemanalysen» geschaffen.

Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende 1997 377 Personen (1996: 376). Um bei vorgesehenem Personalwechsel neu eingetre-

tene Mitarbeiter gut in ihr neues Arbeitsgebiet einzuführen, sorgt KKG (und auch die anderen Werke) dafür, dass eine genügend lange Überlappungszeit eingehalten wird. Deshalb sind einige Stellen für eine gewisse Zeit doppelt besetzt.

Die HSK und KKG haben während des Berichtsjahres erste Gespräche geführt darüber, wie und in welchem Umfang KKG zur Erfüllung der «Nuclear Safety Convention» ein formales Qualitätssicherungssystem einführen soll.

KKG hat aktiv an dem von der HSK initiierten Forschungsprojekt «Situative Analyse von Sicherheitskultur» mitgewirkt (siehe auch Kapitel 2.4.2 sowie 11.6). Während längerer Zeit haben Psychologen der Universität Bern verschiedene Personen im KKG befragt, um die für spätere Interviews vorgesehenen «kritischen Situationen» zu erarbeiten.

### 3.5 Notfallbereitschaft

Im November wurde im KKG eine Stabsnotfallübung unter Beobachtung der HSK durchgeführt. Der Übung lag das Szenario der Gesamtnotfallübung «GAIA» zugrunde, welche im Jahr 1998 im KKG stattfinden soll. Neben dem Notfallstab KKG wurde auch die Zusammenarbeit mit Teilen der Notfallorganisationen der NAZ, der HSK und des Kantons Solothurn geübt sowie die Eignung des Szenarios für die Gesamtnotfallübung «GAIA» überprüft.

Das Szenario ging davon aus, dass im ungestörten Vollastbetrieb ein Leck mittlerer Grösse im Primärkreislauf eintrat. Radioaktive Stoffe werden dadurch in den Sicherheitsbehälter freigesetzt, so dass die «Warnung» und der «Alarm» gemäss Notfallschutzkonzept des Bundes ausgelöst werden muss. Geübt wurde die technische Beherrschung des Störfalles durch die Betriebsmannschaft und den Notfallstab.

Das Szenario wurde vom KKG Notfallstab gut beherrscht. Die HSK ist der Auffassung, dass der Notfallstab KKG geeignet ist, einen Störfall im dem in der Übung abgesteckten Rahmen zu bewältigen. Das verwendete Szenario wurde als für die Gesamtnotfallübung 98 «GAIA» geeignet beurteilt.

Die HSK hat im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung die Notfalleinrichtungen sowie die Notfallschutzbereitschaft von KKG überprüft. Die Notfalleinrichtungen sind adäquat, die Notfallschutzbereitschaft ist gegeben.

### 3.6 Radioaktive Abfälle

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vgl. Tabelle A11) lag im Berichtsjahr im Bereich der Erfahrungswerte vergangener Jahre. Seit September werden Verdampferkonzentrate bituminieren. 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.

Im Frühjahr ereigneten sich ein Brand und eine Explosion in der Demonstrations-Bituminieranlage der Wiederaufarbeitungsanlage Tokai Works in Japan. KKG hat den Vorfall untersucht und die allfällige Relevanz für die eigene Anlage ermittelt, weil es als einziges Schweizer KKW eine Bituminieranlage betreibt. Die Ereignisse in der japanischen Anlage sind auf den Nitratgehalt der Bitumenmatrix zurückzuführen, der im KKG-Bitumen nicht vorhanden ist. Die HSK schliesst sich der Beurteilung von KKG an, dass der Vorfall für die Sicherheitsbetrachtungen im KKG ohne Relevanz ist.

Im Berichtsjahr wurden die Verfahren für zwei gegenwärtige Abfallgebinderotypen mit entsprechend der Richtlinie HSK-R-14 aktualisierter Freigabe zu Ende geführt. Die von KKG eingereichte Nachdokumentation alter Harzgebinderotypen wird zur Zeit bei der HSK noch überprüft. Die Endlagerfähigkeit weiterer nachdokumentierter Abfallgebinderotypen ist bei der Nagra in Prüfung. KKG verfügt nun für alle bei KKG gegenwärtig hergestellten Abfallgebinderotypen über eine gemäss der Richtlinie HSK-R-14 aktualisierte Freigabe. Die Spezifikationen für drei beim PSI in geringen Mengen für KKG hergestellten Abfallgebinderotypen sollen vereinbarungsgemäss im Jahre 1999 erstellt werden.

Die im Hinblick auf spätere Behandlungen gesammelten Rohabfälle werden in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone unter zweckmässigen Bedingungen unkonditioniert aufbewahrt. Die konditionierten Abfallgebinder werden routinemässig in das Zwischenlager eingelagert.

### 3.7 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung sind gut. Das aufgetretene Vorkommnis, die durch Abstandshalterprobleme entstandenen Brennelementschäden, hatte geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Gezielte Massnahmen, um künftig

solche Brennelementschäden zu vermeiden, sind ergriffen worden.

Die Jahreskollektivdosis für das Eigen- und Fremdpersonal erreichte wieder einen tiefen Wert. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen weit unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte. Daher sind die Strahlendosen für die Bevölkerung unbedeutend.

# 4. Kernkraftwerk Leibstadt



Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente mit montiertem Kontaminationschutz, bereit zur Wasserung

Quelle: Kernkraftwerk Leibstadt

## 4.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) ist eine Siedewasserreaktoranlage. Es nahm seinen kommerziellen Betrieb im Jahr 1984 auf. Die elektrische Nettoleistung beträgt 1030MW. Weitere Daten des Werkes sind in den Tabellen A1 und B4 des Anhangs zu finden; Figur B2 zeigt das Funktionsschema einer Siedewasserreaktoranlage.

Die Anlage KKL erreichte in ihrem 13. Betriebsjahr eine Arbeitsausnutzung von 86,2% und eine Zeitverfügbarkeit von 89,8%. Der Revisionsstillstand dauerte in diesem Jahr 35 Tage. Einen erwähnenswerten Einfluss auf die Verfügbarkeit hatte neben dem Stillstand eine automatische Turbinenabschaltung im Juli infol-

ge einer Fehlauflösung der Turbinenlager-temperaturüberwachung.

Im Berichtszeitraum ereignete sich keine automatische Reaktorschnellabschaltung.

## 4.2 Anlagensicherheit

### 4.2.1 Besondere Vorkommnisse

Im Berichtsjahr hat KKL über ein meldepflichtiges Vorkommnis gemäss der HSK-Richtlinie R-15, Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, berichtet. Das Vorkommnis war von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung, führte aber zu betrieblichen Einschränkungen. Es wurde nach R-15 der Klasse B und entsprechend der internationalen Bewer-

tungsskala INES der Stufe 1 zugeordnet (siehe Kapitel 11.7 sowie Anhang Tabellen A3 und B2).

Hintergrund dieser Meldung sind verstärkte Korrosionserscheinungen an Brennelementen im Bereich von Abstandshaltern der Brennstäbe, die für den 14. Betriebszyklus zu einer Einsatzbeschränkung der Brennelemente im KKL geführt haben. Brennelemente mit vier und mehr Einsatzjahren wurden nicht wieder eingesetzt. Die Ursachenermittlung zu diesem Phänomen ist noch nicht abgeschlossen (weitere Einzelheiten zu diesem Befund siehe Kapitel 4.2.4).

#### **4.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel**

Im Revisionsstillstand vom 28. Juli bis zum 1. 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 4 Frischdampfstutzen- und der anschliessenden Rohrleitungsnahte, die kombinierte Ultraschall- und Wirbelstromprüfung von 5 Incoremessdurchführungen und die visuelle Prüfung der Reaktoreinbauten mit Unterwasserfernsehtechnik.

In der Primäranlage wurden weiterhin manuelle Ultraschallprüfungen an Komponenten von Nach- und Notkühlsystemen, des Notspeisewassersystems und des Frischdampfsystems durchgeführt.

Das Wanddickenmessprogramm im Rahmen des Programms zur Schwachstellenanalyse infolge Erosionskorrosion an Rohrleitungen im Sekundärteil der Anlage wurde fortgesetzt. In diesem Stillstand wurde das bisherige Programm der visuellen Prüfungen und Ultraschallprüfungen mit Durchstrahlungsprüfungen an Kleinleitungen ergänzt.

Bei den Instandhaltungsarbeiten, Prüfungen und Inspektionen sind keine Mängel festgestellt worden, welche die Anlagensicherheit beeinflussen würden. Durch die Lecktests an den Containmentabschlüssen konnte die geforderte Dichtheit des Containments nachgewiesen werden. Die im Vorjahr von der HSK verlangten Nacharbeiten an den neu installierten gedämpften Rückschlagventilen in den Speisewasserleitungen wurden erfolgreich durchgeführt, so dass keine Dichtheitsprobleme mehr an diesen Ventilen bestehen (siehe auch Kapitel 11.8).

#### **4.2.3 Anlagenänderungen**

Im Berichtsjahr sind keine umfangreichen Anlagenänderungen durchgeführt worden. Erwähnenswert sind dennoch:

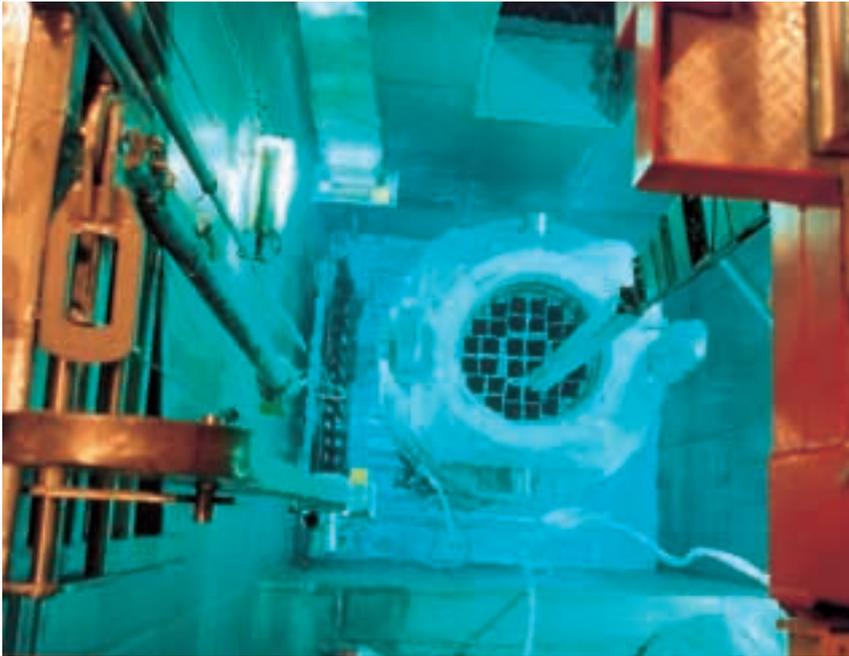
- Die erste der beiden Notabluftseinheiten wurde mit druckfesten Schwebstofffiltern nachgerüstet. Damit ist deren Standfestigkeit und Funktionssicherheit auch bei schweren Störfällen gewährleistet.
- Der im Revisionsstillstand 1995 begonnene Austausch von T-Stücken der hydraulischen Steuereinheiten der Steuerstabantriebe gegen solche verbesserter Konstruktion zur Vermeidung von schwingungsinduzierten Rissen wurde fortgesetzt. Es ist geplant, alle 149 Steuereinheiten mit neuen T-Stücken auszurüsten. Jährlich werden ca. 15 T-Stücke ausgetauscht.
- Im Sekundärteil der Anlage wurde in Verbindung mit der beantragten Leistungserhöhung des Reaktors an der zweiten Stufe einer Hauptkondensatpumpe ein grösseres Laufrad mit verbesserter Schaufelgeometrie eingesetzt.
- Die Kondensatreinigungsanlage wurde so modifiziert, dass trotz grösserer Rückhaltung von Eisen der Anfall an verbrauchten Filterharzen vermindert werden kann.

#### **4.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe**

Im 13. Betriebszyklus (1996/97) des KKL waren aufgrund des Verlaufs der Reaktorwasser- und der Abgasaktivität Brennelementschäden zu erwarten. Beim Abfahren zum Jahresstillstand und der anschliessenden Dichtheitsprüfung aller Brennelemente wurden 7 defekte Elemente identifiziert. Bei 3 Brennelementen wurde als primäre Schadensursache Fremdkörperreibung ermittelt. Bei den übrigen 4 Elementen war die Abklärung der Schadensursache im Berichtsjahr noch im Gange.

Die während Zyklus 13 ansteigende Bor-konzentration im Reaktorwasser deutete daraufhin, dass Absorbermaterial (Borcarbid) aus einem defekten Steuerstab ausgewaschen wurde. Im Stillstand wurden 4 Steuerstäbe ersetzt, darunter der defekte.

Im Frühjahr 1997 wurde im Hotlabor des PSI bei der zerstörenden Untersuchung von Brennstäben, die 1996 aus 10x10-Brennelementen (Brennstabanordnung 10x10) mit 5 Einsatzzyklen entnommen worden waren, im Bereich der unteren Abstandhalter lokal stark erhöhte Hüllrohrkorrosion festgestellt. Wegen der Überschreitung spezifizierter Auslegungswerte und möglicher Gefährdung der Hüllrohrintegrität vieler Brennstäbe im Zyklus 96/97 hat die HSK das Auftreten der lokal stark erhöhten Hüllrohrkorrosion gemäss INES-Skala als Vorkommnis der Stufe 1 zugeordnet. Aufgrund dieses Hüll-



*Beladen des Transportbehälters mit abgebrannten Brennelementen im Brennelementlagergebäude*

Quelle: Kernkraftwerk Leibstadt

rohrproblems, dessen Ursachen und Beeinflussungsgrößen im Sommer 1997 nicht bekannt waren, war eine Bedingung aus dem HSK-Gutachten zur KKL-Leistungserhöhung nicht erfüllt. Die HSK hätte daher bei allfälliger bundesrätlicher Bewilligung der Leistungserhöhung keine Freigabe für einen 14. Betriebszyklus mit 106% Leistung erteilen können. Das UVEK (damals EVED) hat daraufhin beschlossen, dem Bundesrat vorläufig keinen Antrag auf Bewilligung der Leistungserhöhung für das KKL zu unterbreiten, bis die Ursachen der Korrosion ermittelt oder mindestens erfolgversprechende Gegenmassnahmen zur Behebung des Problems eingeleitet sind.

Die bisherigen Untersuchungen zu den Ursachen der lokal erhöhten Hüllrohrkorrosion haben ergeben, dass der gegenüber Zink zeitweilig stark reduzierte Eisengehalt im Reaktorwasser einen massgeblichen Einfluss hat. Aufgrund von Empfehlungen des Brennelementelieferanten hat der Betreiber Änderungen bei relevanten chemischen Parametern des Reaktorwassers vorgenommen.

Bei der Kernbeladung für den 14. Betriebszyklus (1997/98) wurde entschieden, die Einsatzdauer der 10x10 Brennelemente mit erhöhter Korrosion auf 4 Einsatzzyklen zu begrenzen. Durch umfangreiche Messungen während des Stillstandes ist nachgewiesen worden, dass bei diesen Brennelementen die lokale Hüllrohrkorrosion während des 14. Betriebszyklus begrenzt bleibt und die Sicherheitsanforderungen an die Brennelemente erfüllt werden. Weiterhin wurde die zulässige thermische Belastungsgrenze dieser Brennelemente im 4. Einsatzzyklus herabgesetzt.

Im Revisionsstillstand wurden 112 der insgesamt 648 Brennelemente durch neue ersetzt. Zusätzlich wurden 184 10x10-Brennelemente, die bereits 4 resp. 5 Zyklen im Einsatz waren, wegen des Korrosionsproblems gegen früher eingesetzte Brennelemente mit 8x8-Brennstabanordnung und geeignetem Abbrand ausgetauscht.

Aufgrund der Ergebnisse der umfangreichen Messungen und der Einschränkungen beim Brennelementeinsatz konnte die HSK den Betrieb für den 14. Betriebszyklus freigeben.

Die Erprobung von Filtern zur Rückhaltung von Fremdkörpern, der Hauptursache für reibungsinduzierte Brennelementeschäden, wird fortgesetzt. Im Reaktorkern sind derzeit 16 Brennelemente mit Fremdkörperfiltern verschiedenen Typs ausgerüstet.

Im laufenden Zyklus 14, der mit einem defektfreien Kern begonnen wurde, gibt es seit Oktober 1997 Hinweise auf Brennelementeschäden.

Im Berichtsjahr erfolgten erstmals 2 Abtransporte mit je 32 abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung.

#### **4.2.5 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)**

Die im HSK-Gutachten zur Leistungserhöhung verlangten Verbesserungen der PSA-Studie der Stufe 1 zur Bewertung der durch externe Ereignisse wie Erdbeben, Überflutung, Brand, usw., ausgelösten Unfälle wurden Ende 1996 eingereicht. Zur Überprüfung dieser PSA-Teilstudie durch die HSK wurde von ihr im Berichtsjahr eine einwöchige Anlagenbegehung durchgeführt.

Mitte 1997 wurden von KKL die Ergebnisse der PSA Studie der Stufe 2 eingereicht. Diese Untersuchung war von der HSK im Gutachten zur Leistungserhöhung verlangt worden.

Die PSA-Studie für die Abfahr-, Stillstand- und Anfahrphasen sind noch in Bearbeitung durch KKL. Der Betreiber hat der HSK zudem ein Projekt für die Implementierung einer «Living-PSA» in der Anlage vorgestellt. Damit wird es möglich sein, in Zukunft Anlagebetrieb und -änderungen sowie Vorkommnisse auch aus probabilistischer Sicht zu bewerten.

#### 4.2.6 Alterungsüberwachungsprogramm

Das AÜP im Bereich Maschinentechnik wurde mit der Einreichung der Dokumentation zum Speisewassersystem fortgesetzt.

Für den elektrischen Bereich wurde das AÜP für die wichtigsten elektrischen Komponenten im Containment (Motorantriebe für Armaturen, Kabel und Magnetventile) erarbeitet. Aufgrund der Ergebnisse wurde der Ersatz von zwei Drucktransmittertypen beschlossen.

In der Bautechnik wurde die AÜP-Dokumentation zum Reaktorgebäude und zu einigen Nebengebäuden der HSK zur Prüfung eingereicht. Darin wird der Umfang der Prüfungen spezifiziert. Im Berichtszeitraum wurde damit begonnen, die Ergebnisse bereits durchgeführter Basisinspektionen so zu dokumentieren, wie es gemäss AÜP vorgesehen ist.

Die Untersuchungen im Rahmen des AÜP liessen bisher keine Lücken in den bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogrammen erkennen. Für die bislang untersuchten sicherheitsrelevanten und schwer ersetzbaren Komponenten wurden keine neuen Alterungsmechanismen und -effekte identifiziert, die eine wesentliche Minderung der Gebrauchs- oder Sicherheitseigenschaften innerhalb der nächsten Zeit befürchten lassen müssten.

### 4.3 Strahlenschutz

#### 4.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 1997 (Daten für 1996 in Klammern) wurden im KKL folgende Kollektivdosen ermittelt:

Aktionen	Personen-Sv
Geplanter Stillstand Leistungsbetrieb	0.83 (1.53) 0.46 (0.45)
Jahreskollektivdosis	1.29 (1.98)

Sowohl die Kollektivdosis für den Jahresstillstand wie auch die Jahreskollektivdosis entsprachen im wesentlichen den prognostizierten Werten. Da in diesem Jahr nur Routine-

Revisionsarbeiten durchgeführt wurden, fiel die Stillstandskollektivdosis auf praktisch die Hälfte des Vorjahreswerts; die Jahreskollektivdosis liegt damit weit unterhalb des HSK-Richtwertes von 4 Personen-Sv.

Für die folgenden dosisrelevanten Arbeiten wurde eine detaillierte Strahlenschutzplanung durchgeführt:

- Wiederholungsprüfung der Stutzen der Frischdampfleitungen am RDB
- Instandhaltung von Armaturen und einem Wärmetauscher im Drywell
- Umbau des KRA-Filters
- Sanierung und Revision von Motorantrieben von Armaturen
- Abschirmarbeiten.

Der radiologische Zustand der Anlage entsprach weitgehend den Verhältnissen im Vorjahr. Es musste deshalb mit Bedingungen gerechnet werden, die hinsichtlich  $\alpha$ -Kontaminationen, hervorgerufen durch die Brennelementdefekte früherer Jahre, den Verhältnissen während der Stillstandsarbeiten 1994 bis 1996 entsprachen. Es wurde wiederum das in den Vorjahren erprobte  $\alpha$ -Messprogramm durchgeführt. Dabei konnte eine kleinere Radiotoxizität der Nuklidzusammensetzung festgestellt werden.

Total wurden 1157 Personen einer Eintritts- und Austritts-Triagemessung auf dem Inkorporationsmonitor unterzogen, wobei keine  $\beta/\gamma$ -Inkorporationen festgestellt wurden. Aufgrund der Analysen von Oberflächenproben aus verschiedenen Komponenten und der daraus ermittelten  $\gamma/\alpha$ -Verhältnisse liegen ebenfalls keine signifikanten Inkorporationen von  $\alpha$ -Strahlern vor.

Der Mittelwert der Dosisleistung an der Umwälzschleife von 2,1 mSv/h (1996: 1,82 mSv/h) ist gegenüber dem Vorjahr leicht angestiegen. Die Dosisleistungen an den langjährig überwachten Komponenten des Reaktordruckbehälters zeigen konstante Werte oder höchstens eine schwach steigende Tendenz.

Insgesamt wurden zur Dosisleistungsreduktion 60 Tonnen temporäre Abschirmungen, davon 50 t Blei, aufgebaut. Bei Abschirmarbeiten wurden total 37,5 Personen-mSv akkumuliert. Dem steht eine Dosisreduktion von ca. 1000 Personen-mSv gegenüber.

Radiologische Vorkommnisse, die aufgrund der Richtlinie R-15 meldepflichtig wären, traten 1997 keine auf. Bei den Individualdosen wurden keine Dosisüberschreitungen festgestellt. Die höchste Personendosis durch externe Bestrahlung betrug 1997 12,8 mSv (1996: 11,0 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 A4a sind die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe, die Jahresabgaben 1997 sowie die daraus auf der Grundlage der HSK-Richtlinie R-41 rechnerisch ermittelten Dosiswerte für Einzelpersonen in der Umgebung dargestellt. Alle Grenzwerte wurden eingehalten. Die luftgetragenen Abgaben von Edelgasen und Jod sowie die flüssigen Abgaben an den Rhein sind über einen Zeitraum von 5 Jahren in Tabelle A4b dargestellt. Mit Ausnahme von Tritium nahmen die Abgaben des KKL an die Umwelt im Berichtsjahr weiterhin leicht ab.

Für Erwachsene beträgt 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 und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben an die Umwelt notwendig sind.

Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und der SUEr an Aerosol- und Jodfiltern sowie an Abwasserproben zeigten zusammen mit den Werten von 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 die Untergrundstrahlung festgestellt. Im Nahbereich des Kernkraftwerkes ist die Ortsdosis durch die Direkt- und Streustrahlung aus dem Maschinenhaus während dem Betrieb erhöht. Die HSK hat beim KKL vierteljährlich Kontrollmessungen am Zaun durchgeführt. Der Immissionsgrenzwert von 5 mSv pro Jahr gemäss Art. 102 Ziffer 3 der Strahlenschutzverordnung und der Richtwert gemäss HSK-Richtlinie R-11 von 0,1 mSv/Woche für die Ortsdosis durch Direktstrahlung wurden eingehalten.

## **4.4 Personal und Organisation**

### **4.4.1 Personal und Ausbildung**

Vier Reaktoroperatoren erhielten nach bestandener Prüfung die Lizenz der Stufe A. Acht Absolventen von Operateurskursen an der Reaktorschule des PSI erlangten im Rahmen der TS-Rückanerkennung das Diplom als Techniker TS Richtung Kernkraftwerkstechnik. Der Bestand an lizenziertem Personal aller Stufen ist in Tabelle A2 aufgeführt.

Am KKL-Simulator fand eine intensive Schulung aller Schichtgruppen statt. Das Abfahren der Anlage aus Notsteuerstellen stand dabei im Mittelpunkt. Dank der hohen Anlagentreue des KKL-Simulators, welcher auch die Notsteuerstellen umfasst, konnten die Übungen sehr realitätsnah durchgeführt werden. Alle Pikettieringenieure nahmen an einem Simulatorwiederholungskurs zum Thema Störfallanweisungen teil. Für den Notfallstab und die Ausbildung der neu lizenzierten A-Operateure fanden spezielle Simulatorkurse statt.

Für das gesamte lizenzierte Schichtpersonal führte die Reaktorschule des PSI dreitägige Repetitionskurse zu den Grundlagen der Elektrotechnik durch. Pikettieringenieure und Schichtchefs besuchten den Kurs «Nukleartechnik und Nukleare Betriebsführung». Der Notfallstab nahm an einem Kurs über nukleare Sicherheit, einer Ausbildung in Notfallorganisation und Stabtechnik teil. Fünf Strahlenschutzkontrolloren und Chefkontrolloren besuchten einen Repetitionskurs an der Strahlenschutzschule des PSI.

Wie im Vorjahr fanden auch 1997 spezielle Kurse zur Führung von Fremdpersonal statt. Weiter wurden 170 KKL-Angehörige durch eine spezielle Betreuerschulung in Unfallverhütung und Brandschutz auf ihre diesbezüglichen Aufgaben während der Revision vorbereitet, für 700 Fremdpersonen erfolgte zudem eine direkte Instruktion.

Eine grosse Anzahl weiterer Kurse in allen Abteilungen diente der Aktualisierung des Fachwissens, der Verbesserung praktischer Fähigkeiten, dem Erfahrungsaustausch und der Persönlichkeitsentwicklung. Speziell erwähnt seien die Schulung zum Thema «Living PSA», die Teilnahme von zwei Strahlenschutzkontrolloren am Revisionsstillstand des KKG und die Brandbekämpfungskurse unter realistischen Bedingungen.

### **4.4.2 Organisation und Betriebsführung**

Die Organisation des KKL wurde im Berichtsjahr nicht geändert.

Mit dem Ziel, spezielle Fachkenntnisse im Werk zu fördern und zu erhalten, wurden einige Personen von Fremdfirmen durch KKL in ein festes Anstellungsverhältnis übernommen. Die gesamte Werksbelegschaft umfasste Ende Berichtsjahr 406 Personen (1996: 407).

KKL hat das Projekt «Qualitätsmanagement» im Berichtsjahr abgeschlossen. KKL ist sich aber bewusst, dass Qualitätsmanagement ein stetiger Prozess ist, und dass damit das System laufend den neuen Gegebenheiten angepasst werden muss.

Die Aktivitäten zur Förderung der Sicherheitskultur im KKL wurden auch dieses Jahr

weitergeführt. KKL hat dazu eine Stelle bestimmt, welche diese Tätigkeiten koordiniert. Weiter zu erwähnen sind die Schulung in der Abteilung Betrieb zum Thema «Near Misses» («Beinahe-Ereignisse»), eine Schulung in der Abteilung Maschinentechnik zur Verbesserung der Akzeptanz beim Umsetzen von Massnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur sowie eine Mitarbeiter-Information, in welcher anhand von Szenen aus dem Alltag Probleme der Sicherheitskultur anschaulich dargestellt wurden.

#### **4.5 Notfallbereitschaft**

KKL hatte im Berichtsjahr eine Werksnotfallübung unter Beobachtung der HSK durchgeführt. Das Szenario dieser Übung «MURPHY» ging davon aus, dass die Anlage auf 100% Leistung betrieben wurde und gleichzeitig eine elektrische Versorgungseinheit wegen Instandhaltungsarbeiten temporär ausser Betrieb war. Dies bedeutete, dass einige redundante Systeme zur Kernkühlung und Wärmeabfuhr im Anforderungsfall nicht zur Verfügung standen. Seit einigen Tagen bestand im Dampftunnel zudem eine Leckage. Das anfallende Wasser wurde periodisch durch die Betriebsmannschaft in einen Sumpf abgeleitet. Bei einer dieser Aktionen wurde der Operateur nach dem Öffnen des Entwässerungsschiebers schwer verletzt und aktionsunfähig.

Eine gleichzeitige Zunahme der Leckage im Dampftunnel führte zu einem automatischen Schliessen der Frischdampfisolationsventile und zu einer Reaktorschnellabschaltung. Zudem wurden die Ausblasepanels zum Maschinenhaus geöffnet, wodurch es u. a. zu einem Aktivitätseintrag ins Maschinenhaus und einer leicht erhöhten Aktivitätsabgabe über das Abluftkamin an die Umgebung kam.

Das Ziel der Übung war u. a. den Notfall taktisch zu beherrschen, die verletzte Person zu bergen und ihr erste Hilfe zu bieten sowie den Transport mit der Rettungsflugwacht in ein Spital vorzubereiten, Behörden und die Öffentlichkeit rasch und klar zu informieren.

Die KKL-Notfallorganisation hat nach Ansicht der HSK gute Arbeit geleistet und die Übungsziele erreicht. Die HSK ist der Auffassung, dass sie geeignet ist, einen Störfall im dem in der Übung abgesteckten Rahmen zu bewältigen. Die grossen und konsequenten Anstrengungen der Kraftwerksleitung im Bereich der Notfallstabsschulung kamen positiv zum Tragen.

#### **4.6 Radioaktive Abfälle**

Der Anfall an radioaktiven Rohabfällen (vgl. 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.

Zwecks Flexibilisierung und zur Vermeidung allfälliger Engpässe hat KKL einen neuen Abfallgebindetyp, in dem nur Konzentrate konditioniert werden, in Erwägung gezogen und diesbezüglich eine vorerst provisorische Spezifikation erstellt. Die Nagra hat die Endlagerfähigkeit dieses Abfallgebindetyps geprüft und bescheinigt. Die HSK beabsichtigt, die Freigabe für die Herstellung einer begrenzten Anzahl Gebinde, anhand welcher die Typenprüfung erfolgen wird, anfangs 1998 zu erteilen. Der überwiegende Teil der KKL-Abfallgebindetypen verfügt über eine gemäss der Richtlinie HSK-R-14 aktualisierte Freigabe; die Aktualisierung der Freigabe für die beim PSI zementierten Asche und Filterkerzen soll nächstes Jahr erfolgen.

Verschiedene Rohabfälle werden im Hinblick auf eine spätere Behandlung in Räumlichkeiten der kontrollierten Zone unter zweckmässigen Bedingungen unkonditioniert aufbewahrt. Die konditionierten Abfallgebände, insbesondere die gemeinsam zementierten Harze und Konzentrate, werden routinemässig in das Zwischenlager eingelagert.

#### **4.7 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK**

Der Zustand der Anlage in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung sind gut. Das als INES I eingestufte Vorkommnis betraf die verstärkte Korrosion an Hüllrohren von Brennstäben. Es hatte geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit, führte aber zu betrieblichen Einschränkungen und Folgemaassnahmen.

Die Kollektivdosis für das Eigen- und Fremdpersonal erreichte dank dosisreduzierender Massnahmen einen für einen Siedewasserreaktor sehr tiefen Wert. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen weit unterhalb den behördlich festgelegten Grenzwerten. Damit sind die Strahlendosen für die Bevölkerung unbedeutend.

# 5. Zentrales Zwischenlager Würenlingen



*Mit Armierungseisen verstärkte Dachkonstruktion eines Gebäudes des Zentralen Zwischenlagers für die Lagerung radioaktiver Abfälle*

Quelle: ZWILAG, Baden

## 5.1 Aufsicht über die Erstellung

Der Bundesrat erteilte am 21. August 1996 der Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG) die Bewilligung für den Bau und den Betrieb von Zwischenlagerhallen für radioaktive Abfälle einschliesslich dazugehöriger Nebenanlagen sowie für den Bau einer Konditionierungsanlage und einer Verbrennungs- und Schmelzanlage in Würenlingen. Der Bau dieser Anlagen – gesamthaft Zentrales Zwischenlager Würenlingen (ZZL) genannt – ist der Aufsicht der HSK unterstellt.

Im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit hat die HSK zahlreiche Unterlagen (Pläne, Nachweise und Berechnungen, Auslegungsspezifikationen für Systeme und einzelne Ausrüstungen usw.) geprüft, gegebenenfalls die notwendigen Ergänzungen, Änderungen und Korrekturen gefordert und sie – sofern der Stand der Technik und die Auflagen der Bewilligung beachtet wurden – zur Anwendung freigegeben. Seit Beginn der Bauarbeiten für das ZZL wurden von bzw. im Auftrag der HSK durch Bauexperten regelmässige Inspektionen der Baustelle durchgeführt.

Die Bauarbeiten konnten im Berichtsjahr plangemäss und ohne Verzögerung fortschreiten. Gemäss Planung der ZWILAG werden die einzelnen Anlageteile in den Jahren 1999 und 2000 den Betrieb aufnehmen.

## 5.2 Vorbereitungen zur Betriebsbewilligung

Der Betrieb der Konditionierungsanlage sowie der Verbrennungs- und Schmelzanlage ist vom Bundesrat noch nicht bewilligt worden. Das diesbezügliche Gesuch wurde von der ZWILAG am 15. Dezember 1997 eingereicht. Als Vorbereitung dazu hat die HSK zuvor die Anforderungen an den Umfang und den Detaillierungsgrad der einzureichenden technischen Unterlagen in Abstimmung mit der KSA festgelegt. Ferner wurde der Vorschlag der ZWILAG zum Inhaltsverzeichnis des Sicherheitsberichtes geprüft und die Kommentare dazu der ZWILAG mitgeteilt. Damit wurden die Voraussetzungen für eine zielgerechte und verzögerungsfreie Begutachtung geschaffen.

## 5.3 Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

In La Hague (Frankreich) wird abgebrannter Brennstoff aus Schweizer Kernkraftwerken durch die Firma COGEMA routinemässig wiederaufgearbeitet. Produktionsberichte der COGEMA zeigen auch für das Jahr 1997, dass die Menge der entstehenden Abfälle kleiner ist, als gemäss der Spezifikationen zu erwarten war. Die entsprechende Wiederaufarbeitungsanlage in Sellafield (Grossbritannien) bei der



*Planstudium vor einer mit Armierungseisen verstärkten Gebäudewand des Zentralen Zwischenlagers Würenlingen*

Quelle: ZWILAG, Baden

Firma BNFL ist 1995 in Betrieb gegangen; es wurde dort aber noch kein Brennstoff aus Schweizer KKW aufgearbeitet.

Die Abfälle, die bei der Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Schweizer KKW bei COGEMA und bei BNFL entstehen, müssen in die Schweiz zurückgenommen werden. Verglaste hochaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bei COGEMA stehen für die Rückführung bereit. Sie können aber erst dann zurückgenommen werden, wenn ein geeignetes Zwischenlager zur Verfügung steht. Zu diesem Zweck werden die Behälterlagerhallen des ZZL bzw. des ZWIBEZ erstellt. Zudem müssen die übrigen Auflagen in den Entscheiden zu den Vorabklärungsgesuchen vollständig erfüllt werden und geeignete Transport- und Lagerbehälter zur Verfügung stehen.

## **5.4 Beschaffung von Transport- und Lager-Behältern**

Das bewilligte Konzept für die Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und von verglasten hochaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung besteht darin, diese Abfälle in massiven Transport- und Lagerbehältern (TL-Behältern) einzuschliessen, welche von den Kernkraftwerken bzw. von den Wiederaufarbeitungsanlagen zum ZZL gebracht und dort in der Behälterlagerhalle (HAA/BE-Lager) aufgestellt werden. Diese TL-Behälter müssen gemäss der bundesrätlichen Bewilligung vom 21. August 1996 Anforderungen erfüllen, die von der HSK in ihrem diesbezüglichen Gutachten definiert wurden. Die Gesellschafter der ZWILAG haben bereits 1996 die Beschaffung geeigneter TL-Behälter eingeleitet. Die HSK hat bisher der Wahl von je einem Behältertyp für abgebrannte Brennelemente und für verglaste hochaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung zugestimmt. Sie verfolgte 1997 die Auslegung, die Konstruktion und die ersten Herstellungsschritte von TL-Behältern für abgebrannte Brennelemente. Im Rahmen dieser Tätigkeit wurden insbesondere auch Fall- und Beschussversuche an Behältermodellen begleitet und beurteilt.

# 6. Paul Scherrer Institut (PSI)



*Absenken des Moderator-tanks in die 1997 noch im Bau befindliche Spallations-neutronenquelle (SINQ) des PSI*

Quelle: PSI, Villigen

## 6.1 Das PSI in Villigen und Würenlingen

Das Paul Scherrer Institut ist ein multidisziplinäres Forschungsinstitut für Natur- und Ingenieurwissenschaften mit Arbeitsgebieten in den Bereichen Elementarteilchen-Physik, Biowissenschaften, Festkörperforschung, Materialwissenschaften, nukleare und nichtnukleare Energieforschung sowie energiebezogene Umweltforschung. Es besteht aus den Arealteilen PSI-Ost (Würenlingen) und PSI-West (Villigen), welche durch eine Aarebrücke miteinander verbunden sind. Die Aufsicht der HSK umfasst sechs Kernanlagen im Sinne des Atomgesetzes auf dem Areal Ost und alle anderen Einrichtungen auf beiden Arealteilen, sofern sie Strahlenschutzaspekte entsprechend dem Strahlenschutzgesetz tangieren.

Neben verschiedenen Labors und den Beschleunigeranlagen mit der Spallations-Neutronenquelle SINQ, die in einen Routinebetrieb übergeführt werden konnte, beaufsichtigte die HSK die Reaktoranlage PROTEUS, das Hot-

labor, den stillgelegten Forschungsreaktor DIORIT und den nicht mehr in Betrieb stehenden Forschungsreaktor SAPHIR, das Radioaktive Abfallwesen und das Bundeszwischenlager BZL. Das PSI-Grossprojekt einer Synchrotronlichtquelle konnte vom PSI soweit vorangetrieben werden, dass auf Grundlage eines Sicherheitsberichtes ein Bewilligungsgesuch für deren Bau und Betrieb an die HSK eingereicht wurde. In den Anlagen für medizinische Strahlenanwendung wurde die Aufsicht gemeinsam mit dem BAG wahrgenommen und fand ihren Ausdruck in aufeinander abgestimmten Bewilligungen für die Protonen-Therapieanlage. Für die Radiopharmazie-Einrichtungen ist die HSK Aufsichtsbehörde nach dem Strahlenschutzgesetz.

## 6.2 Forschungsreaktoren

### 6.2.1 PROTEUS

Der Forschungsreaktor PROTEUS wurde 1997 nicht betrieben und somit war im Berichtsjahr am PSI erstmals seit vielen Jahren kein Reak-

tor in Betrieb. Der Kern des HTR-PROTEUS wurde entladen und die Anlage für den Umbau auf das Experiment LWR-PROTEUS vorbereitet.

Die Anlage PROTEUS führte 1997 das IAEA-Projekt «Remote Monitoring System» weiter, das die satellitengebundene Bildübertragung aus dem Kernbrennstofflager zur IAEA in Wien für Zwecke der Spaltstoffkontrolle (Nonproliferation) zum Ziele hat.

Die Kollektivdosis der drei Lizenzträger und weiterer acht Personen wurde im Jahr 1997 zu 4,2 Personen-mSv bestimmt. Die Arbeiten in der Anlage verliefen störungsfrei und ohne meldepflichtiges Vorkommnis nach der Richtlinie HSK-R-25.

### 6.2.2 SAPHIR

Der Forschungsreaktor SAPHIR steht nicht mehr in Betrieb. Der abgebrannte Brennstoff konnte im Verlaufe des Jahres 1997 definitiv zur weiteren Verwendung nach Savanna River, USA, zurückgeführt werden und ist somit nicht mehr im Eigentum der Eidgenossenschaft. In der Anlage werden im gesicherten Kernbrennstofflager noch frische Kernbrennstoffe gelagert.

Die Absicht des PSI, den SAPHIR für eine Stilllegung vorzubereiten, wurde im Verlaufe des Jahres 1997 weiter verfolgt. Neben der Überwachung der Anlage mit der neuen Leitstelle wurde das Kernbrennstofflager nach Vorgaben des BFE, Sektion Nukleartechnik und Sicherung, nachgerüstet. Damit steht fest, dass der SAPHIR noch für einige Jahre als Lager für Kernbrennstoffe weiter verwendet werden wird. Die Betreuung der ausser Betrieb genommenen Anlage und des Kernbrennstofflagers benötigt eine genügende Anzahl ausgebildeten Personals. Solange die Anlage noch der atomrechtlichen Betriebsbewilligung untersteht, muss lizenziertes Personal zur Verfügung stehen.

Drei Personen haben 1997 im SAPHIR eine Kollektivdosis von 1,3 Personen-mSv akkumuliert. Im betrachteten Zeitraum waren keine meldepflichtigen Vorkommnisse zu verzeichnen.

### 6.2.3 DIORIT

Im Berichtsjahr konnte im DIORIT-Gebäude die Anlage zur Aluminiumentsorgung, bestehend aus einem Aluminium-Schmelzofen und einem Aktivdemontageraum, in Betrieb genommen werden. Die Abbrucharbeiten an dem abgestellten Forschungsreaktor wurden 1997 mit der Zerlegung und dem Einschmelzen des Wasserschildes, einer Reaktorkomponente aus Aluminium, fortgeführt. Darüber hinaus konnte im Berichtsjahr das aus dem früheren

Reaktorbetrieb stammende, durch Aktivierungs- und Spaltprodukte leicht radioaktive Schwerwasser zur weiteren Verwendung ins Ausland transportiert werden.

Das DIORIT-Gebäude wird derzeit von 50 Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern mehrerer Forschungsgruppen als Büro und für nicht-nukleare Experimente genutzt. Die Kollektivdosis des Rückbau-Personals war im Jahr 1997 unbedeutend. Meldepflichtige Vorkommnisse waren im Berichtszeitraum nicht zu verzeichnen.

## 6.3 Beschleuniger, Protonenstrahlführung und Experimentierareale

Im Berichtsjahr konnte ein stabiler und sicherer Betrieb der PSI-Beschleunigeranlagen durchgeführt werden. Nachdem sowohl für die Spallations-Neutronenquelle wie auch für die medizinischen Anwendungen ein unterbrechungsarmer Protonenstrahl benötigt wird, hat die Betriebsmannschaft mit Erfolg die Strahlinterruptionen minimiert. Der Betrieb des Injektors I (variable Energie) während ca. 5300 Stunden für Experimente (Kernphysik, Radiochemie, Materialforschung, Detektorentwicklung, Astrophysik) und medizinische Anwendungen (Radioisotopenproduktion, OPTIS, Radiobiologie) verlief störungsfrei. Der Betrieb des Injektors II (72 MeV) erfolgte während 5385 Stunden und speiste hauptsächlich die Ringmaschine, zu einem kleineren Teil die Radioisotopenproduktion. Das 600-MeV-Ringzyklotron stand im Berichtsjahr während 5150 Stunden in Betrieb und erreichte dabei Wochenmittelwerte des Protonenstrahlstroms von bis zu 1,42 mA. Die für Streustrahlung und Aktivierung massgeblichen Strahlverluste konnten, bezogen auf den hohen Strahlstrom (Strom-Zeitintegral 6,75 Ah), um etwa ein Drittel auf 1,6 mAh gegenüber dem Vorjahreswert gesenkt werden. Die Neutronen-Dosisbelastung in der Anlage konnte durch gezielte Abschirmmassnahmen deutlich reduziert werden.

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

An der Beschleunigeranlage des PSI (mit Ausnahme der Radiopharmazie und der medizinischen Anwendungen) ergab sich 1997 für 141 PSI-Angestellte eine Kollektivdosis von 52,3 Personen-mSv, wobei einige Personen neben ihrer Tätigkeit am Beschleuniger auch in anderen radiologischen Arbeitsbereichen des Instituts beschäftigt waren. Die höchste

Individualdosis lag in dieser Personengruppe bei 7,37mSv. Für die ca. 300 in- und ausländischen Experimentatoren wurde im gleichen Zeitraum eine Dosis von 58,7 Personen-mSv ermittelt.



Einbau des Moderatortanks in die Abschirmung der Spallationsneutronenquelle des PSI  
Quelle: PSI, Villigen

### 6.3.1 Spallations-Neutronenquelle (SINQ)

Nach Anpassungen von Abschirmungen, die sich aus den Inbetriebnahmeversuchen ergaben, wurde in der zweiten Jahreshälfte 1997 der routinemässige Leistungsbetrieb der Spallationsneutronenquelle mit einer Strahlbetriebsdauer von 700 Stunden aufgenommen, wobei das aus massiven Zirkaloy-Stäben bestehende, schwerwassergekühlte Target mit einem Protonenstrom-Zeitintegral von 482,5mAh bestrahlt wurde. Das Verhalten der Anlage im Leistungsbetrieb bewegte sich im Rahmen der Erwartungen. An sieben bereits funktionsfähigen Experimentiereinrichtungen konnte der Betrieb aufgenommen werden. Betriebseinschränkungen waren in dieser Zeit auf die Verfügbarkeit des Protonenbeschleunigers einerseits und jene des Betriebspersonals andererseits zurückzuführen. Personenschutzanlage und Abschaltssysteme funktionierten bestimmungsgemäss, während wegen Unzulänglichkeiten der Leittechnik (Alarmmeldungen, Aufzeichnung des Betriebsverlaufs) die ständige Präsenz von Betriebspersonal im Kontrollraum von der HSK vorgeschrieben werden musste. Die Experimente an der Quelle und in der Neutronenleiterhalle wurden an den Neutronenleitern und Strahlrohren vorläufig ohne die konzipierten Experimentierabgrenzungen aber unter besonderer Aufsicht der PSI-Strahlenüberwachung durchgeführt.

Für 33 Mitarbeiter im Anlagenbetrieb wurde 1997 eine Kollektivdosis von 3,8 Personen-mSv gemessen, während die Experimentatoren des Labors für Neutronenstreuung, LNS, 11,9 Personen-mSv akkumulierten. Im Berichtsjahr wurde von den Anlageverantwortlichen der SINQ kein meldepflichtiges Vorkommnis gemeldet.

### 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 kontrolliert, ist die HSK für die anderen Aspekte des Strahlenschutzes, insbesondere für den operationellen Strahlenschutz, zuständig.

Die Forschung im Rahmen des Positronen-Emissions-Tomographie-Programms (PET) konzentrierte sich auf Neurowissenschaften. 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. Eine Rohrpostanlage zum raschen Transfer radioaktiver Präparate wurde aufgebaut, aber noch nicht in Betrieb genommen.

Während 14 Wochen, verteilt auf das Berichtsjahr, wurden mit der OPTIS-Einrichtung 239 Humanpatienten und ein Tierpatient, die an Augenmelanomen erkrankten, radiotherapeutisch behandelt.

An der neuen 200-MeV-Protonen-Therapieanlage wurden, neben der Bestimmung der radiobiologischen Wirksamkeit von Protonen, mit der Spot-Scanning Technik vier Hunde und neun Menschen therapiert. Die lokalen therapeutischen Dosen lagen dabei im Bereich von 20 bis 70 CGE (Cobalt Gray Equivalent).

Auch im Jahre 1997 wurde die umgesetzte Aktivitätsmenge des Laboratoriums für Radiopharmazie (LRP) weiter reduziert. Im Berichtszeitraum wurden vorwiegend Radioisotope für die eigene Forschung sowie für die PSI-eigenen online Anwendungen (PET) hergestellt. Die Fluor-Desoxyglycose-Produktion wurde nur noch als Back-up zur Universität Zürich aufrecht erhalten und Yttrium-90 wird seit Jahresbeginn 1997 in Rossendorf, Deutschland, produziert. Erwähnenswert ist die neuerliche Verwendung von grösseren Mengen Iod-131, wobei von den Erfahrungen früherer Jahre profitiert werden kann.

Für das Personal der Radiopharmakaproduktion und der medizinischen Anwendungen, etwa 120 Personen, ergab sich im Jahr 1997 eine Kollektivdosis von 44,2 Personen-mSv mit einer höchsten Individualdosis von 6,71 mSv. Von den Einrichtungen PET, LRP, OPTIS und Protonen-Therapieanlage wurde im Berichtsjahr kein meldepflichtiges Vorkommnis gemeldet.

## 6.4 Hotlabor

Seit der Gründung des Hotlabors anfangs der Sechzigerjahre betreibt es 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. Ein Schwerpunkt der Untersuchungen lag im Berichtsjahr bei Nachbestrahlungsuntersuchungen von Brennstoffhüllrohren aus Siedewasserreaktoren.

Eine von der HSK geforderte Sicherheitsnachrüstung des zum Gebäudekomplex Hotlabor gehörenden Pavillons wurde im Berichtsjahr erledigt. In mehreren Aktionen zur Abfallkonditionierung wurden signifikante Mengen radioaktiven Laborabfalls bearbeitet.

Im Hotlabor ereignete sich 1997 ein nach HSK-R-25 zu klassierendes Vorkommnis (siehe dazu 6.8). Für die 68 dosimetrisch überwachten Hotlabor-Mitarbeiter ergab sich im Berichtsjahr eine Kollektivdosis von 52,3 Personen-mSv, bei einer höchsten Individualdosis von 3,5 mSv.

## 6.5 Behandlung radioaktiver Abfälle

Bei der Behandlung von radioaktiven 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. Dabei werden die Abfälle mittels Konditionierung in eine zwischen- und endlagerfähige Form gebracht. Bei der Abfallbehandlung wurde im Berichtsjahr eine Kollektivdosis von 24 Personen-mSv in den Entsorgungsanlagen des PSI-Ost und von 6,8 Personen-mSv im PSI-West akkumuliert; die höchste Individualdosis lag bei 3,5 mSv. Es war kein meldepflichtiges Vorkommnis zu verzeichnen.

### 6.5.1 Freigabeverfahren

Jedes zur Anwendung kommende Konditionierverfahren muss gemäss den Bestimmungen der Richtlinie HSK-R-14 spezifiziert und von der HSK geprüft werden. Die HSK erteilt die Freigabe zur Herstellung von Abfallgebinden erst, nachdem die Nagra die Endlagerfähigkeit dieser Abfallgebinde positiv beurteilt hat. Basierend auf den vom PSI erstellten Spezifikationen wurden im Berichtsjahr für zwei Abfallgebindetypen die Endlagerfähigkeit von der Nagra be-

urteilt und die weitere Produktion von der HSK freigegeben. Es wurden auch die Nachdokumentation bzw. die Einzelspezifikation für radioaktive Abfälle aus dem DIORIT-Rückbau freigegeben. Das PSI hat ferner für Pressabfälle aus dem Hotlabor, welche mit Brennstoffresten kontaminiert sind, vorerst die Vorkonditionierung spezifiziert, die von der Nagra und von der HSK gutgeheissen wurde.

In der Bilanz hat das PSI bisher für acht von zehn zur Zeit produzierten Abfallgebindetypen die Freigabe gemäss der Richtlinie HSK-R-14 von der HSK erhalten. Für die noch ausstehenden Abfallgebindetypen beabsichtigt das PSI im Einvernehmen mit der HSK, die Spezifikationen bis Ende 1998 zu erstellen.

### 6.5.2 Verbrennungsanlage und Abfall-Labor

In der Verbrennungsanlage, die dem Abfall-Labor angeschlossen ist, wurden im Berichtsjahr während 132 Betriebstagen in den zwei Verbrennungskampagnen Nr. 36 und Nr. 37 insgesamt 51 t radioaktiver Abfall aus den schweizerischen Kernkraftwerken und dem PSI verbrannt. Die Verbrennungsrückstände (Asche) und die bei der Rauchgasreinigung anfallenden keramischen Filterkerzen wurden in 151 der Spezifikation entsprechenden Gebinde mit Zementmörtel konditioniert und anteilmässig an die Werke zurückgeführt. Die Verbrennung der Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung (MIF) aus den Sammelaktionen des BAG wurde im Jahr 1997 zurückgestellt.

Im Abfall-Labor des PSI werden radioaktive Abfälle aus dem Verantwortungsbereich des Bundes (MIF-Abfälle aus den Sammelaktionen des BAG und aus dem PSI selbst) verarbeitet. Ein Schwerpunkt des Jahres 1997 bestand wiederum in der Verpressung von festen plutoniumhaltigen Abfällen aus dem Hotlabor. Die produzierten Presslinge wurden in 21 typenspezifizierten 200 Liter Abfallgebinden konditioniert.

Die Lüftungsanlage des Abfall-Labors wurde in den Jahren 1996 und 1997 teilweise erneuert und an die Abluftanlage des Hochkamins angeschlossen. Damit liegen nun bezüglich der Ausbreitung radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb und insbesondere im Störfall günstigere Verhältnisse vor. Das Abfall-Labor und die Verbrennungsanlage werden radiologisch umfassend überwacht.

### 6.5.3 Weitere Abfallkonditionierungen im PSI-Ost

Im Hotlabor wurden bis Ende 1997 Flüssigabfälle mit insgesamt 152 g Plutonium nach dem sogenannten FIXBOX-Verfahren in 2492 Einliter-Gebinde qualitätsgeprüft mit Zementmörtel verfestigt. Die Produktion dieser Klein-

gebinde wurde programmgemäss und zügig durchgeführt, so dass die Verarbeitung der in der Vergangenheit akkumulierten Abfälle abgeschlossen wurde. Die Verfestigung der laufend anfallenden, flüssigen plutoniumhaltigen Abfälle in Ein-Liter-Gebinden wird die FIXBOX-Anlage weiterhin für mehrere Monate pro Jahr auslasten. Die produzierten Ein-Liter-Gebinde sollen ab 1998 in Betoncontainern einzementiert werden.

Die im Hotlabor angefallenen Brennstoffabfälle mit hohen  $\alpha, \beta, \gamma$ -Aktivitäten werden seit Mitte 1997 in einer besonders für diese Arbeit eingerichteten Hotzelle verpresst. Die entstehenden Presslinge werden in Büchsen verpackt und vorerst in der Hotzelle deponiert. Später werden die Büchsen je nach der erforderlichen Abschirmung in Beton- oder Stahlguss-Endlagerbehältern verpackt.

Die bei der Stilllegung des DIORIT anfallenden radioaktiven Aluminium-Abfälle sollen eingeschmolzen und die entstehenden Schmelzblöcke in 16t-Containern einzementiert werden. Die Freigabe für diesen Abfallgebinde-typ hat das PSI Mitte 1997 erhalten.

Erwähnenswert ist die Mitwirkung bei der Rezyklierung von 180 Grossquellen (Co-60 bzw. Cs-137), welche in den vergangenen Jahrzehnten vielfach in Spitälern und Industriebetrieben im Einsatz standen und ausgedient haben. Sie wurden zur Wiederverwendung an eine spezialisierte Firma nach Deutschland geliefert.

#### 6.5.4 PSI-West

Das PSI hat den Beam-Dump (Strahlfänger für den Protonenstrahl), der schon 1990 von seinem Einbauort entfernt wurde, spezifikationsgerecht mit Zementmörtel in einem 58 t schweren, sogenannten 60 t-Betoncontainer konditioniert. Während der fernbedient durchgeführten Konditionierung wurden Bohrproben entnommen, die ab Januar 1998 nuklidspezifisch untersucht werden.

#### 6.5.5 Materialfreigaben

Aus den kontrollierten Zonen des PSI wurden 1997 nicht aktivierte bzw. nicht kontaminierte Materialien mit einer Masse von 33,5t, darunter 29,5t Stahl, zur uneingeschränkten weiteren Verwendung freigegeben.



Einlagerung konditionierter Fässer mit radioaktiven Abfällen ins Bundeszwischenlager Quelle: Paul Scherrer Institut

## 6.6 Lagerung radioaktiver Abfälle

### 6.6.1 Bundeszwischenlager

Das Bundeszwischenlager (BZL) ist seit 1992 im routinemässigen Einlagerungsbetrieb und inzwischen zu etwa einem Drittel des Nennvolumens mit konditionierten Abfällen gefüllt. Zum Jahresende 1997 lagerten in der BZL-Halle 3479 konditionierte, zu je 9 Stück in Harassen verpackte Standard-Fässer (à 200 Liter) und 24 Container (je 4,5 m<sup>3</sup>) mit unkonditionierten, festen Abfällen aus dem PSI-West.

### 6.6.2 Weitere Lager im PSI-Ost

Die Lagerhallen A, B, C, der Stapelplatz und der Umschlagplatz werden für die kurz- 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 kurzfristig am Umschlagplatz. Die unkonditionierten radioaktiven Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung (BAG-Sammelaktionen 1996 und 1997 sowie Restbestände aus früheren Sammelaktionen) werden bis zu ihrer Verarbeitung in den Lagerhallen A und B aufbewahrt, wo sie Ende 1997 in 335 Abfallgebinden unterschiedlicher Grösse lagerten. Zu diesem Zeitpunkt standen 77 Gebinde verschiedenartiger Abfälle in der Lagerhalle C. Auf dem Stapelplatz waren 210 mit Zementmörtel konditionierte Abfallgebinde à 200 Liter Inhalt, einige davon in Abschirmungen, aufbewahrt. Diese Gebinde sollen anfangs 1998 in die Lagerhalle C umgelagert werden.

### 6.6.3 Stapelplatz PSI-West

Der temporäre Stapelplatz auf dem West-Areal, in welchem eine Lagerung von Abfällen aus dem Beschleuniger in Betoncontainern erfolgt,

wurde 1996 in Betrieb genommen. Im Berichtsjahr wurde ein 60t-Betoncontainer mit dem konditionierten Beam-Dump eingelagert. Das PSI beabsichtigt, anfangs 1998 fünf Grosscontainer mit unkonditionierten Komponenten dort einzulagern; die HSK hat im Dezember 1997 die entsprechende Freigabe mit Auflagen erteilt.

## 6.7 Notfallbereitschaft

Das PSI hat ein neues Alarmierungskonzept für das Betriebspersonal erarbeitet und die dafür notwendigen technischen Einrichtungen geschaffen. Dementsprechend wird die PSI-Notfallorganisation mit neuen Kommunikationsmitteln (stiller Alarm) aufgebildet. Eine allfällig notwendige Evakuationen der Belegschaft aus einzelnen Gebäuden kann situationsgerecht erfolgen. Entsprechende Weisungen wurden erarbeitet und werden 1998 in Kraft gesetzt.

Die im Berichtsjahr unter Beobachtung der HSK durchzuführende Institutsnotfallübung sollte als wichtiges Element das neu ausgearbeitete Alarmierungs- und Massnahmenkonzept testen. Dessen Einführung war jedoch noch nicht erfolgt, so dass auf Vorschlag der HSK die Übung auf das 1. Quartal 1998 verschoben wurde.

## 6.8 Besondere Vorkommnisse

Im Mai 1997 kam es im PSI zu einem meldepflichtigen Vorkommnis, das nach der Richtlinie R-25 der Klasse B und auf der internationalen Bewertungsskala INES der Stufe 0 zugeordnet wurde (siehe dazu die Erklärungen im Kapitel 11.7 und die Tabellen A3 und B2 im Anhang).

Bei Reinigungsarbeiten von Schliffproben zur Nachbestrahlungsuntersuchung von Kernbrennstoffen in einem mit Alkohol gefüllten Ultraschallbad kam es zu einem Kurzschluss an der strahlungsversprödeten Zuleitung. Der Funke löste einen kleinen Lösungsmittelbrand in der Metallographiebox des Hotlabors aus, der trotz gleichzeitig ausgefallener Boxenbeleuchtung rasch gelöscht werden konnte. Bei dem Vorfall kam niemand zu Schaden, es wurde keine Aktivität freigesetzt und der Sachschaden blieb gering. Bei der Bewertung dieses Vorkommnisses wurde berücksichtigt, dass sich schon 1990 ein ähnlicher Brand in einer Hotzelle ereignete, welcher durch ein elektrisches Heizgerät ausgelöst wurde. Das damals gestartete Programm zur Vermeidung von Bränden reichte offensichtlich nicht aus, um ein weiteres Vorkommnis dieser Art zu verhindern.

Das Massnahmeprogramm wurde nach dem Vorkommnis vom Mai 1997 durch die Anlageverantwortlichen der Nukleareinrichtung signifikant erweitert.

## 6.9 Strahlenschutz

Im gesamten PSI wurde im Berichtsjahr eine Strahlendosis von 351 Personen-mSv (1996: 430 Personen-mSv) akkumuliert. Davon im PSI-West 228 und im PSI-Ost 123 Personen-mSv. Die höchste Einzeldosis, betrug 74 mSv (1996: 9,3 mSv). Wie im Vorjahr wurden keine neuen, grösseren dosisintensiven Arbeiten aufgenommen und die Isotopenproduktion wurde weiter reduziert.

Für die Abteilung Strahlenhygiene selber resultierte 1997 eine Kollektivdosis von 18,3 Personen-mSv (1996: 22 Personen-mSv). Nähere Angaben zu den Dosen sind in den Abschnitten 6.2 bis 6.5 sowie in den Tabellen A5 bis A10 enthalten.

Was den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt betrifft kann festgestellt werden, dass die Abgabelimiten an allen Abgabestellen des PSI für alle Nuklide und Nuklidgruppen eingehalten wurden. Unter ungünstigen Annahmen ergibt sich nach den Methoden der HSK-Richtlinie R-41 aus den Abgaben für die meistbetroffenen Personen in der Umgebung eine errechnete Dosis von ca. 0,004 mSv pro Jahr für Edelgase aus der zentralen Fortluft des PSI-West (vgl. Tabelle A4).

Im Berichtsjahr wurden von der Dosimetrieabteilung des PSI intensive Vorarbeiten für einen Ersatz der bisher für die Neutronendosimetrie verwendeten Spaltspurdosimeter durch ein auf Folien des Typs CR39 basierendes Dosimetriesystems geleistet. Schliesslich wurde anfangs Dezember unter Anwesenheit eines von der HSK beigezogenen externen Experten des IRA (Institut de radiophysique appliquée, Lausanne) eine Inspektion zur Anerkennung des neuen Neutronendosimetriesystems durchgeführt. Dieses wird ab Anfang 1998 eingesetzt.

Im Berichtsjahr konnten die Vorarbeiten für die Erteilung einer neuen Bewilligung für die Abgabe radioaktiver Stoffe aus dem Paul Scherrer Institut abgeschlossen werden. Dazu waren ausführliche Vergleichsrechnungen zwischen dem am PSI neu erstellten Programm ESS-41 zur Berechnung der Dosis in der Umgebung aus den Abgaben der verschiedenen Abgabestellen mit den bei der HSK vorhandenen Programmen nach der Richtlinie R-41 notwendig. Die neue Bewilligung ist am 1. Januar 1998 in Kraft getreten.

## **6.10 Personal und Organisation**

Die geplante Stilllegung des SAPHIR führte im Berichtszeitraum noch einmal zu einer Reduktion des Bestandes an lizenziertem Personal dieser Anlage (siehe 6.2.2). Auch am PROTEUS hat sich der Bestand an lizenziertem Personal verringert und umfasste zum Jahresende 1997 noch zwei Reaktorphysiker und einen Reaktor-techniker.

Die Abteilung Strahlenschutz und Entsorgung ASE wurde durch Zusammenfassen von Strahlenschutz, Rückbauprojekten an Kernanlagen und dem PSI-Abfallwesen als neue Organisationseinheit gegründet. Diese Organisationsänderung wurde bezüglich der Belange des operationellen Strahlenschutzes in Abstimmung mit der HSK vorgenommen und es wird dadurch sowohl vom PSI als auch von der HSK eine zielgerichtete Behandlung radioaktiver Abfälle erwartet.

## **6.11 Gesamteindruck**

Der Zustand der PSI-Anlagen in Bezug auf den Strahlenschutz und die nukleare Sicherheit sowie die Betriebsführung sind gut. Bei der Beurteilung des Betriebes der von der HSK zu beaufsichtigenden Anlagen war ein meldepflichtiges Vorkommnis zu verzeichnen, das nur geringe sicherheitstechnische Bedeutung hatte. Sowohl die am PSI noch betriebenen Kernanlagen als auch die anderen, unter die Strahlenschutzgesetzgebung fallenden Anlagen, erfordern vom Management, von den lokal Verantwortlichen und von den Betriebsmannschaften ein hohes Mass an Sicherheitsbewusstsein. Dadurch können Unfälle und Zwischenfälle vermieden werden. Gerade in einer Zeit der Veränderung, in der wegen der Aufnahme neuer Grossprojekte und wegen zunehmender Knappheit an Personal und Sachmitteln Abläufe und Betrieb kritisch untersucht werden, ist die Führung 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 weiterhin grosse Beachtung geschenkt wird.

# 7. Weitere Kernanlagen

## 7.1 Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL)

An der Eidgenössischen Technischen Hochschule EPFL in Ecublens bei Lausanne betreibt das Institut de Génie Atomique (IGA) drei Kernanlagen: den Forschungsreaktor CROCUS und die Neutronenquellen LOTUS und CARROUSEL. Der Forschungsreaktor CROCUS stand 1997 während 293 Stunden für Lehrzwecke (Reaktorphysik) dem Praktikumsunterricht von Studierenden der EPFL und der Ingenieurschule Genf (EIG) zur Verfügung. Ein Studierender der EPFL führte Experimente im Rahmen seiner Diplomarbeit durch. Die Reaktorschule des PSI (siehe auch Kapitel 12.2) nutzte die Anlage für Praktika zum Thema Reaktorkinetik. Im Berichtszeitraum wurden 189,47 Wh thermische Energie erzeugt und eine Leistungseichung vorgenommen.

Die Moderatoranordnung um eine Neutronenquelle (CARROUSEL) diente den Vorbereitungen von Praktikumsarbeiten der Studierenden zur Reaktorphysik. Die Anlage LOTUS, eine beschleunigergetriebene unterkritische 14-MeV-Neutronenquelle, war im Jahre 1997 nicht in Betrieb.

Der Anlagenbetrieb sowie der Betrieb des Laboratoriums mit einem Arbeitsbereich des Typs B erfolgten störungsfrei und ohne meldepflichtige Vorkommnisse nach R-25. Die Kollektivdosis der acht Personen, die an den Kernanlagen des Instituts tätig sind, wurde im Berichtsjahr zu 0,9 Personen-mSv bestimmt. Die Abgaben über den Luft- und Abwasserpfad, inklusive Tritium, waren in diesem Zeitraum unbedeutend.

## 7.2 Universität Basel

Der kleine Schwimmbadreaktor vom Typ AGN-211-P im Untergeschoss des Instituts für Physik der Universität Basel war 1997 bestimmungsgemäss für Unterrichtszwecke (Radiophysikpraktikum) im 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. Im Berichtsjahr war der Reaktor dafür während

40,3 Stunden in Betrieb, wobei die bewilligte Wochenlimite von 30 kWh zu höchstens 20 % ausgenutzt wurde. Im Dezember 1997 wurde im Beisein von Vertretern der HSK eine visuelle Kontrolle der Brennstoffhülle durchgeführt.

Die Kollektivdosis des aus vier Personen bestehenden Reaktorpersonals wurde im Jahr 1997 zu 0,0 Personen-mSv bestimmt. Der Betrieb der Basler Kernanlage erfolgte störungsfrei und ohne meldepflichtige Vorkommnisse nach HSK-R-25.

## 7.3 Versuchsatomkraftwerk Lucens (VAKL)

Der Kanton Waadt ist heute der Besitzer des Areals des ehemaligen Versuchsatomkraftwerks Lucens (VAKL), dessen Gelände mit seinen unter- und oberirdischen Gebäuden seit dem formellen Bundesratsbeschluss vom 12. April 1995 nicht mehr dem Atomgesetz unterstellt ist. Die offizielle Einweihung der umgenutzten Anlage, die dem Kanton nun zur Aufbewahrung von kulturellen und archäologischen Gütern dient, fand am 9. Oktober 1997 statt.

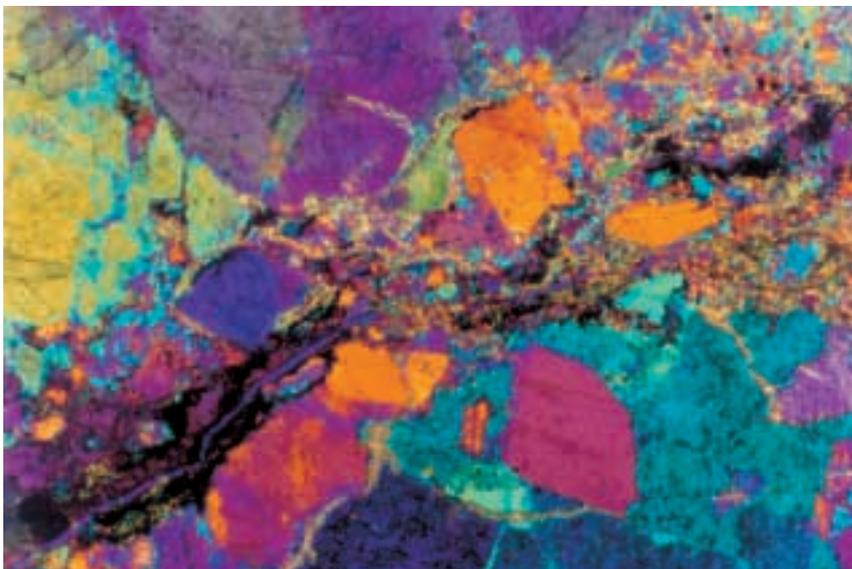
Eine kleine Parzelle der Anlage Lucens, auf der Stahlbehälter mit radioaktiven Abfällen aus dem stillgelegten Atomkraftwerk gelagert werden, bildet im Speziellen weiterhin eine Kernanlage, die im Eigentum der Nationalen Gesellschaft zur Förderung der industriellen Atomtechnik (NGA) steht. Die Abfallbehälter unterstehen der Aufsicht durch die HSK. Sie sollen solange auf dem Werksareal von Lucens verbleiben, bis sie in das zur Zeit im Bau befindliche Zentrale Zwischenlager der ZWILAG in Würenlingen (siehe auch Kapitel 5) überführt werden können.

Gemäss Beschluss des Bundesrates muss die Sektion Überwachung der Radioaktivität (SUEr) des Bundesamtes für Gesundheit (BAG) die Anlage noch während dreissig Jahren radiologisch überwachen. Die SUEr ist bekanntlich für die Überwachung der Umwelt-radioaktivität in der gesamten Schweiz zuständig.

Im Berichtsjahr waren auf dem Gelände keine radiologischen oder sicherheitstechnischen Vorkommnisse zu verzeichnen. Die einzige noch verbleibende Person der Überwachungs-

gruppe, die als beruflich strahlenexponiert gilt, hat 1997 während der Kontrollgänge eine Ganzkörperdosis von 1,1mSv akkumuliert.

# 8. Endlagerung radioaktiver Abfälle



*Dünnschliffaufnahme einer Granitprobe der Sondierbohrung Siblingen aus einer Tiefe von 467,0m:*

*Störungszone mit zerbrochenem Quarz-Feldspatgefüge und hydrothermalen Neubildung von feinkörnigen Tonmineralien (Kaolinit, Illit, Smektit).*

Quelle: HSK

## 8.1 SMA-Endlager Wellenberg

Durch einen Entscheid des EVED (ab 1. 1. 1998 neue Bezeichnung UVEK) wurde auf Antrag des Gesuchstellers, Genossenschaft für die Nukleare Entsorgung Wellenberg (GNW), das Rahmenbewilligungsverfahren am 4. Juni 1997 sistiert. Das Ziel dieser Massnahme war, genügend Zeit für die Klärung der im Zusammenhang mit dem weiteren Vorgehen am Wellenberg stehenden politischen Fragen zu haben. Die sicherheitstechnische Eignung des Standortes wurde im Gutachten der HSK im Mai 1996 als aller Voraussicht nach gegeben beurteilt. Die Bestätigung harret allerdings der unterirdischen Erkundung des Wirtgesteins durch einen Sondierstollen. Positive Befunde im Sondierstollen bilden eine Voraussetzung für die Wiederaufnahme des Rahmenbewilligungsverfahrens. Die Nagra hat im Auftrag der GNW die bisher durchgeführten erdwissenschaftlichen Untersuchungen am Wellenberg in einem Synthesebericht zusammengefasst, der im Dezember 1997 veröffentlicht wurde.

Unter Mitwirkung der Kantone Nidwalden und Obwalden und der Gemeinde Wolfenschiessen hat der Bund im März und Juni 1997 Arbeitsgruppen eingesetzt, die Fragen zum Endlager im Rahmen von Hearings diskutieren und Empfehlungen erarbeiten sollen. Es sind dies die Technische Arbeitsgruppe und die Arbeitsgruppe Volkswirtschaft, welche ihre Ergebnisse bis Mitte 1998 einem gemeinsamen po-

litischen Steuerungsausschuss abgeben sollen. Zwei Organisationen, welche dem Endlagerprojekt bisher sehr kritisch gegenüberstanden, haben die angebotene Mitarbeit in der Technischen Arbeitsgruppe abgelehnt. Die Technische Arbeitsgruppe, in der auch die HSK mitwirkt, wird insbesondere Stellung zur Kontrollierbarkeit des Endlagers, zur Rückholbarkeit der Abfälle, zum Explorationskonzept sowie zu einzelnen technischen Fragen des Endlagerkonzeptes beziehen. Auf die Berichte der beiden Arbeitsgruppen gestützt, soll der Steuerungsausschuss eine Empfehlung aussprechen, ob und unter welchen Bedingungen ein Konzessionsverfahren für einen Sondierstollen eingeleitet werden soll.

## 8.2 Endlager für hochaktive Abfälle: Vorbereitende Handlungen

Gemäss dem Bundesratsentscheid vom Juni 1988 zum Projekt Gewähr sind im Hinblick auf die Endlagerung der hochaktiven und der langlebigen mittelaktiven Abfälle vorerst die Forschungsarbeiten für den abschliessenden Entsorgungsnachweis weiterzuführen. Die Nagra erarbeitet diesbezügliche Grundlagen für zwei Wirtgesteinsoptionen: das kristalline Grundgebirge und den Opalinuston.

Im Berichtsjahr wurden die ersten Verfüllungen von ausgedienten Tiefbohrungen des

Kristallin-Programmes in der Nordschweiz ausgeführt. Aufgrund der von der Nagra vorgelegten technischen Unterlagen hat die HSK am 27. Juni 1997 nach Anhörung der betroffenen Kantone und des BUWAL eine entsprechende Freigabe erteilt. Nach Vorliegen der kommunalen Baubewilligungen wurden während der Monate September bis November die Tiefbohrungen Schafisheim (AG) und Siblingen (SH) verfüllt; die Tiefbohrung Riniken (AG) wird anfangs 1998 folgen. In den übrigen vier Tiefbohrungen laufen die Langzeitbeobachtungen weiter. Im Oktober wurde unter der Leitung der HSK die jährliche gemeinsame Sitzung der Nordschweizer Aufsichtskommissionen durchgeführt.

Die Nagra hat die Auswertung der 1996 im Gebiet Mettauertal (AG) durchgeführten reflexionsseismischen Aufnahmen abgeschlossen; die Resultate wurden im Oktober mit der HSK und der Kommission Nukleare Entsorgung (KNE) besprochen. Auf der Grundlage der vorliegenden Ergebnisse wählt nun die Nagra einen oder mehrere Standorte für Tiefbohrungen; ein entsprechendes Sondiergesuch wird 1998 erwartet. Die vom Regierungsrat des Kantons Aargau eingesetzte Begleitkommission, in welcher auch die HSK mitwirkt, wurde über den Fortgang des Programms informiert.

Zur Erkundung des Opalinuston konnte die Nagra in den Monaten Januar bis März 1997 erfolgreich ein umfangreiches 3D-Seismikprogramm im Zürcher Weinland durchführen. Die Aufnahmen ergaben eine vorzügliche Datenqualität; die geologische Auswertung der Seismik-Linien wird sich bis ins Jahr 1998 erstrecken. Die HSK begleitet diese Arbeiten sehr eng. Der Gemeinderat Benken (ZH) erteilte im Januar 1997 die kommunale Baubewilligung für die vom Bundesrat bereits 1996 bewilligte Sondierbohrung. Im Juli 1997 wies der Zürcher Regierungsrat einen Rekurs gegen die Erteilung dieser Bewilligung ab. Dieser Entscheid des Regierungsrates wurde an das Zürcher Verwaltungsgericht weiter gezogen, dessen Entscheid vorerst noch aussteht. Die von der HSK geleitete Koordinationskommission Benken wurde anlässlich ihrer Sitzung von Juni 1997 über das vorgesehene Arbeitsprogramm der Sondierbohrung und über die Ergebnisse der Quellenüberwachung während der Seismik-Kampagne informiert.

Im internationalen Felslabor Mont Terri bei St. Ursanne (JU), das unter dem Patronat der Landeshydrologie und -geologie steht, wurde die Phase 3 des Versuchsprogrammes zur Untersuchung des Wirtgesteins Opalinuston in Angriff genommen. Zur Vorbereitung der Experimente wurden zwei Bohrkampagnen durchgeführt. Im November 1997 wurde mit dem

Ausbruch eines neuen Versuchsstollens begonnen. Auf Einladung der Regierung des Kantons Jura wurde das Felslabor im Juni 1997 der Presse vorgestellt. Die HSK begleitet die Untersuchungen, nimmt die Ergebnisse zur Kenntnis und beteiligt sich an der Planung der Experimente.

Auch im Felslabor Grimsel, das sich in kristallinem Gestein befindet, ist eine weitere Experimentierphase mit starker ausländischer Beteiligung geplant. Zur Durchführung eines Versuches mit radioaktiven Tracern wurde temporär eine kontrollierte Zone vom Typ Arbeitsbereich B eingerichtet. Nach Abschluss des Versuches wurde der Arbeitsbereich gereinigt und die kontrollierte Zone zurückgestuft.

### **8.3 Materialtechnische Grundlagen für Endlager**

Die langen Zeiträume, die in der Beurteilung der Sicherheit der Endlagerung von radioaktiven Abfällen zu betrachten sind, erfordern eine besonders gute Kenntnis aller im Endlager eingesetzten Materialien. Vom 28. September bis 3. Oktober 1997 fand in Davos ein internationales Symposium der Materials Research Society, «MRS'97, Scientific Basis for Nuclear Waste Management», statt, wo die materialtechnologischen Grundlagen für die Endlagerung eingehend diskutiert wurden. Für die lokale Organisation dieses Symposiums zeichnete die Nagra federführend. Die HSK trat im Verein mit anderen nationalen und internationalen Körperschaften, als Sponsor des Symposiums auf und beteiligte sich aktiv an den Vorbereitungen.

# 9. Transport von radioaktiven Stoffen



Anlieferung eines leeren Transportbehälters für abgebrannte Brennelemente auf dem Schienenweg

Quelle: Kernkraftwerk Leibstadt

## 9.1 Zulassungen und Genehmigungen nach Transportgesetzgebung

Die schweizerischen Vorschriften über den Transport radioaktiver Stoffe basieren u. a. auf internationalen Regelwerken über den Transport gefährlicher Güter. Bei allen Verkehrsträgern kommen die IAEA-Empfehlungen (SS6)<sup>1</sup> 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 Zulassungs- oder ein Genehmigungszeugnis einholt. Die Zulassungen beziehen sich auf Versandstücke, die Genehmigungen auf Beförderungen.

Die HSK ist die zuständige schweizerische Behörde für die Ausstellung der Zulassungs- und Genehmigungszeugnisse gemäss Transportgesetzgebung, und das unabhängig davon, ob es sich beim Transportgut um radioaktive Stoffe aus Kernanlagen oder aus anderen Betrieben handelt. Bei Zulassungen von Versandstücken stützt sich die HSK auf das Zeugnis der Behörde des Ursprungslandes ab. In jedem Fall prüft sie, ob Verpackung und Inhalt den Vorschriften entsprechen.

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

Im Berichtsjahr wurden 49 Gesuche bezüglich Beförderungen 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 im Strahlenschutzgesetz und in der Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994 festgehalten. Im Berichtsjahr wurden im Aufsichtsbereich der HSK keine Anträge in diesem Sinne gestellt und auch keine Bewilligungen 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 sollen die Einhaltung der Vorschriften gewährleisten. Die Qualitätssicherung umfasst die Pläne und Massnahmen der Konstrukteure und Hersteller von Verpackungen, der Versender, der Beförderer und der zuständigen Behörden zur Einhaltung der Vorschriften.

Bei allen schweizerischen Kernkraftwerken und beim PSI sind die Qualitätssicherungsprogramme für den Transport radioaktiver Stoffe aufgrund der durchgeführten Überprüfungen von der HSK anerkannt worden. Zur Aufrechterhaltung der Anerkennung wurden bis Ende 1997 in allen diesen Kernanlagen Audits mit zufriedenstellendem Ergebnis durchgeführt.

Im Berichtsjahr wurden 6 Inspektionen im KKL, KKB, KKM und PSI beim Ab- bzw. Antransport von Brennstoff durchgeführt. Dabei wurden bis auf unbedeutende Abweichungen, z. B. Beschriftung, keine Verletzungen der Transportvorschriften festgestellt.

## **9.4 Ausbildung und Information**

Zum siebenten Mal hat im Oktober 1997 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 (beim Institut de radiophysique appliquée, Lausanne) und in deutscher Sprache (bei der Schule für Strahlenschutz, PSI) angeboten. Am PSI-Kurs wirkte die HSK mit Lehrkräften mit.

# 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 Nationale Alarmzentrale (NAZ) über Vorgänge in schweizerischen Kernanlagen, die eine Gefährdung der Umgebung durch Radioaktivität zur Folge haben können, rasch orientieren. Sie stellt Prognosen über die Entwicklung des Störfalles in der Anlage und über eine mögliche Ausbreitung der Radioaktivität in der Umgebung und deren Konsequenzen; sie beurteilt die Zweckmässigkeit der vom Betreiber der Kernanlage getroffenen Massnahmen zum Schutz des Personals und der Umgebung; sie berät die NAZ über die Anordnung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung. Um diese Aufgaben erfüllen zu können, betreibt die HSK einen Pikettdienst und stellt eine eigene Notfallorganisation sicher.

## 10.1 HSK-Notfallorganisation

Die HSK-Notfallorganisation hat ihre Einsatzbereitschaft durch Kurse über Stabsarbeit, durch Fortbildungen in der Anwendung der Mittel, die für eine Notfallbewältigung bereitstehen, sowie in Übungen aufrecht erhalten. Bei den Aufgebots des HSK-Pikettdienstes, die auf Grund der Meldepflicht von Vorkommnissen nach den Richtlinien R-15 und R-25 erfolgten, waren die Pikettingenieure und je nach Vorkommnis weitere Angehörige der Notfallorganisation innerhalb der geforderten Stunde nach dem Aufgebot einsatzbereit.

## 10.2 Notfallschutzplanung

Das Konzept des Bundes zur Notfallschutzplanung für die Umgebung der Kernkraftwerke aus dem Jahre 1991 musste an neue Verordnungen und an neue Erkenntnisse aus den Notfallübungen angepasst werden. Eine Arbeitsgruppe der Eidgenössischen Kommission für AC-Schutz (KOMAC), unter Leitung der HSK, hat daher ein neues Konzept erarbeitet. Nach einer breiten Vernehmlassung bei Bundesstellen, bei den Kantonen mit Notfallschutzplanungszone sowie den Kernkraftwerken war das Konzept Ende 1997 bereit, von der

KOMAC verabschiedet zu werden. Es wird Mitte 1998 veröffentlicht.

## 10.3 Ausbildungstätigkeit im Bereich Notfallschutz

Im Jahre 1997 wurden auf dem Gebiet des Notfallschutzes insgesamt 18 externe Ausbildungskurse durchgeführt, respektive es arbeiteten Fachleute der HSK an Ausbildungsveranstaltungen mit. Das Angebot umfasste 13 Kurse auf Bundes-, drei auf Kantons- und zwei auf Gemeindeebene.

Ausbildungsschwerpunkt bildete das Konzept des Notfallschutzes bei erhöhter Radioaktivität in der Umgebung der Kernkraftwerke in der Schweiz. Je nach Teilnehmerkreis ergänzten zusätzliche Themen, wie Grundlagen des Strahlenschutzes, Funktionsweise von Kernkraftwerken sowie Unfallszenarien, den Ausbildungsstoff.

## 10.4 MADUK und ANPA

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

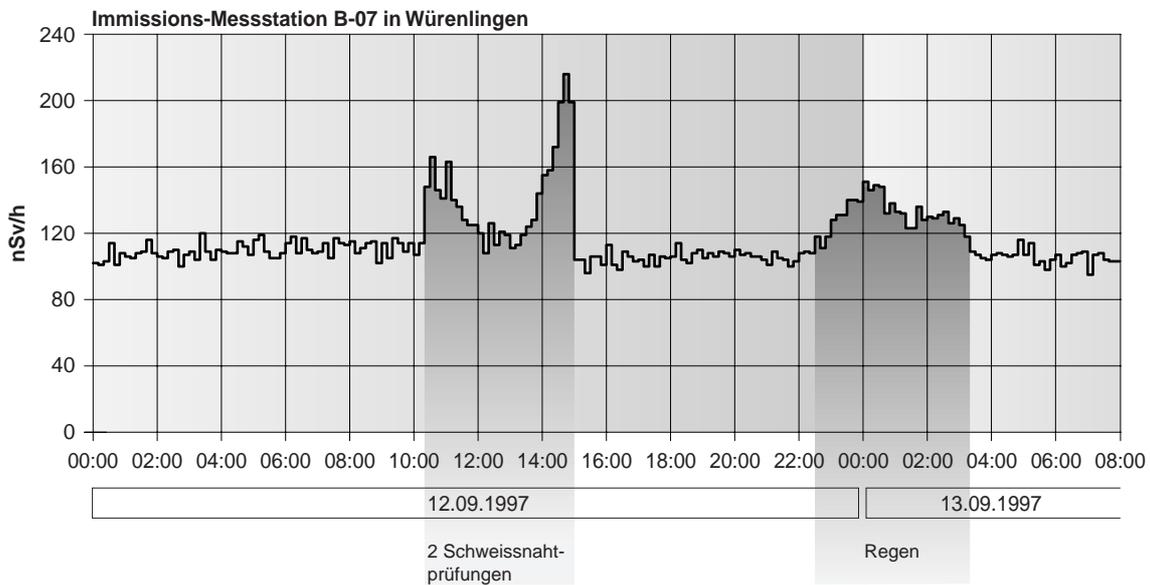
Das Berichtsjahr war durch eine sehr hohe Verfügbarkeit des MADUK-Systems gekennzeichnet. Obwohl im ersten und letzten Quartal mehrere, zum Teil komplexe Störungen bei der Datenübertragung zwischen den MADUK-Sonden und der HSK aufgetreten waren, konnten dank der Speicherung der Messwerte bei den Sonden nur etwas mehr als 1 Promille der Messdaten aufgrund von Störungen oder Wartungsarbeiten an den Sonden nicht erfasst werden.

Jeden Tag wurden auf der Teletext-Seite 652 des Fernsehens der deutschen, französischen und italienischen Schweiz die Tagesmittelwerte der Dosisleistung von je vier MADUK-Sonden in der Umgebung der vier Kernkraftwerke veröffentlicht.

Insgesamt wurden 1997 in neun Fällen bei einzelnen Sonden Erhöhungen von Messwerten festgestellt, welche nicht auf intensive Niederschläge und die damit zusammenhängende Ablagerung der natürlichen Tochternuklide von

Radon zurückzuführen waren. In acht Fällen konnten diese Erhöhungen auf Funktionskontrollen bei benachbarten NADAM-Sonden oder auf Schweissnahtprüfungen mit radio-

aktiven Quellen, z. B. während dem Umbau einer Fernwärmeleitung, zurückgeführt werden (siehe nachfolgende Grafik).



Bei einem Fall handelte es sich um einzelne erhöhte Messwerte im Abstand von ca. 5 Tagen an der Sonde beim Schulhaus Mühleberg. Die gemessene Ortsdosisleistung stieg dabei auf etwa den doppelten Wert der natürlichen Untergrundstrahlung. Obwohl diese Erhöhung radiologisch bedeutungslos ist, untersuchte die HSK den Fall eingehend. Die damals vorherrschenden Windrichtungen zeigen, dass die erhöhten Messwerte nicht auf Abgaben des nördlich liegenden Kernkraftwerks zurückzuführen sind. Nach rund einem Jahr Betrieb ohne weitere abnormal erhöhte Werte traten an der gleichen Sonde während starken Winterstürmen erneut erhöhte Werte auf. Diese Sonde wird offensichtlich durch Sturmwinde gestört und muss deshalb ausgewechselt werden.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Sonden in der Umgebung der KKW eine hohe Verfügbarkeit zeigen und dass bei den Messresultaten keine Erhöhungen sichtbar waren, die auf Abgaben aus den Kernkraftwerken zurückzuführen sind.

#### 10.4.2 Anlagedaten aus ANPA und ihre Anwendung

Die Übertragung von Anlageparametern (ANPA) aus den fünf schweizerischen Kernkraftwerksblöcken zur HSK wird auf Anforderung der HSK zugeschaltet. Bei einem Störfall können mittels ANPA bis zu 25 Anlageparameter alle zwei Minuten in die HSK übermittelt und aufgezeichnet werden. Damit steht dem Notfallstab im Einsatzfall ein zweckmässiges

Hilfsmittel zur Verfügung, um sich schnell über den Ablauf eines Störfalls ins Bild zu setzen. Da im Jahre 1997 beim Betrieb der KKW keine Vorkommnisse auftraten, die eine Aufschaltung von ANPA zur Folge gehabt hätten, erfolgten durch die HSK nur Zuschaltungen für Prüfzwecke und für Notfallübungen.

Das in Entwicklung stehende ADAM-System (Accident Diagnostics, 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. Für Prognosen rechnet das Computerprogramm Abläufe von Unfällen bis zu 100mal schneller als der in Wirklichkeit zu erwartende Ablauf. Zur Zeit liegt ein Programm für das KKW Leibstadt vor, welches innerhalb der HSK-Notfallorganisation erprobt werden kann. ADAM-Programme für die drei Anlagen KKB, KKG und KKM sollen in den Folgejahren entwickelt werden.

## 10.5 Grundlagen für Ausbreitungsrechnungen

### 10.5.1 Ermittlung von Windfeldern mittels WINDBANK

Das Projekt WINDBANK hat eine Erfassung der regionalen Windfeldersituation in den Zonen 1

und 2 des Kernkraftwerkes Mühleberg (KKM) zum Ziel. Es stellt eine Fortführung der Untersuchung in der Umgebung der Kernanlagen Leibstadt, Beznau und Paul Scherrer Institut im Unteren Aaretal dar. Diese Untersuchungsreihe soll eine meteorologische Datenbank ergeben, auf die im Störfall rasch zurückgegriffen werden kann. Zusammen mit aktuellen meteorologischen Werten einiger Messstationen kann so die Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Umgebung der betroffenen Kernanlage besser als bisher vorhergesagt werden.

Im Umkreis bis zu rund 20km um das KKM wurden 21 meteorologische Messstationen während den Monaten Juli bis Oktober 1997 betrieben und dabei Windrichtung, Windgeschwindigkeit, Temperatur und Feuchte auf 10 Meter Höhe über Boden gemessen. Zudem waren je ein SODAR-Gerät beim Kernkraftwerk und in der Nähe von Bern im Einsatz. Diese Geräte messen Höhenprofile von Windgeschwindigkeiten und Turbulenz bis einige hundert Meter über Boden.

Eine Auswertung der gesammelten Messdaten ist im Gange. Die Erstellung von dreidimensionalen Windfeldern in Datenbanken ist für das erste Halbjahr 1998 vorgesehen.

### **10.5.2 Berechnung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe mittels ADPIC**

Die HSK ist bei einer störfallbedingten Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus einem schweizerischen Kernkraftwerk für die zeitgerechte Beurteilung der möglichen radiologischen Gefährdung der Bevölkerung in der unmittelbaren Umgebung des Kernkraftwerkes mitverantwortlich. Im Ereignisfall wird als Ergänzung zur MADUK-Ausbreitungsrechnung das Ausbreitungsmodell ADPIC (Atmospheric Diffusion Particle-In-Cell Model), welches sehr komplex ist und auch Windfelder berücksichtigt, eingesetzt.

Im Jahre 1997 wurde eine neue ADPIC-Version bei der HSK installiert und getestet. Neben programmtechnischen Änderungen mussten auch die Topographie- und Windfeld-Datenbanken angepasst werden.

Die aus dem Projekt WINDBANK ermittelten Windfeldklassen für das Untere Aaretal wurden in eine Windfeld-Datenbank integriert und können für Ausbreitungsberechnungen benutzt werden. Allerdings ist gegenwärtig eine automatische Auswahl der korrekten Windfeldklasse aufgrund der aktuellen meteorologischen Daten noch nicht möglich. Die Bestimmung von ortsspezifischen Turbulenzinformationen aus den gemessenen Meteorodaten und die Umsetzung in entsprechende Parameterwerte für ADPIC ist für 1998 vorgesehen.

Um im Ereignisfall eine rasche Interpretation der umfangreich anfallenden Daten zu gewährleisten, ist eine zweckmässige Darstellung der Ergebnisse sehr wichtig. Dazu wurde eine menügesteuerte graphische Oberfläche auf dem Bildschirm des Computers für die Visualisierung der ADPIC-Ergebnisse realisiert. Diese Oberfläche soll bis Ende 1998 noch bezüglich Verfügbarkeit und Benutzerfreundlichkeit optimiert werden.

# 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. Im Jahre 1997 wurden die folgenden Richtlinien in Kraft gesetzt:

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

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.

Solche Richtlinien sind nicht bindend; der Gesuchsteller hat das Recht, andere Lösungen vorzuschlagen. 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.

Ausnahmen sind die Verfahrensrichtlinien R-15 und R-25; sie sollen den von den Behörden gewünschten Weg der Berichterstattung aufzeigen und erlauben im Allgemeinen keine Abweichungen.

## 11.2 Lehrreiche Ereignisse in ausländischen Kernanlagen

Von den im Jahre 1997 gemeldeten Ereignissen in ausländischen Kernanlagen war keines

von solcher Bedeutung, dass sofortige unmittelbare Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsvorsorge in den schweizerischen Anlagen erforderlich gewesen wären. Dennoch werden im folgenden einige Ereignisse erwähnt, da aus ihnen Lehren gezogen werden, die zur Verbesserung der Sicherheit der schweizerischen Anlagen beitragen können.

### 11.2.1 Primärkreisleckage durch einen Riss in einer Anschlussleitung des Hauptumwälzkreislaufes eines Druckwasserreaktors

Bei Vollastbetrieb in einem ausländischen Kernkraftwerk deutete eine anfänglich geringe, später ansteigende Leckage innerhalb des Primärcontainments auf eine Leckstelle am Primärkreislauf hin. Obwohl die Menge des austretenden Kühlmittels noch weit unterhalb der zulässigen Grenze lag, wurde die Anlage abgestellt und die Leckstelle identifiziert. Als Ursache zeigte sich ein Riss in einer Anschlussleitung zum Primärkreis. Weitere Untersuchungen ergaben, dass dieser Riss durch thermische Ermüdung infolge Temperaturschichtung verursacht wurde. Das Phänomen auslegungsüberschreitender Ermüdung bei zyklischer Temperaturschichtung ist bekannt und wird im Allgemeinen präventiv durch konstruktive Vorkehrungen vermieden. Dieses Ereignis wurde von der nationalen Behörde als INES 2 eingestuft.

Im vorliegenden Fall wird die betroffene Rohrleitung nur im Störfall durchströmt. Im Normalbetrieb ist sie gegenüber der laufenden Einspeisepumpe mit einer Armatur abgesperrt. Eine Undichtigkeit dieser Armatur bewirkte, dass geringe Mengen kalten Wassers durch die auf Reaktorbetriebstemperatur erwärmte Leitung strömen konnten. Die durch die unbeabsichtigte Schichtung bedingten Temperaturdifferenzen bewirkten Materialbelastungen, die später zur Ermüdung und zum Riss führten. Solche Risse können innerhalb von einem Jahr entstehen und bis zum Leck wachsen. Das schadhafte Rohrleitungstück wurde ersetzt und es wurden Massnahmen ergriffen, die eine

ständige Kontrolle der Armaturendichtheit erlauben.

In den Druckwasserreaktoren der Schweiz ist dieser spezielle Teil der Konstruktion anders als in der betroffenen Anlage gestaltet: Für die Einspeisung im Störfall werden separate Pumpen benutzt, deren Förderhöhe den normalen Betriebsdruck des Reaktors nicht erreichen. Deshalb ist ein Schadensverlauf, wie in der betroffenen Anlage aus physikalischen Gründen ausgeschlossen.

Anders ist die Situation beim Volumenregelsystem, wo ständig eine geringe Kühlmittelmenge dem Reaktor entnommen und nach Reinigung wieder in den Reaktor zurückgepumpt wird. Hier könnte es auf Grund der Druckverhältnisse Stellen geben, an denen kaltes Kühlmittel in heisse Rohrleitungsteile gelangt. Die HSK wird deshalb die Verhältnisse bei den betroffenen Anlagen überprüfen.

### **11.2.2 Nicht verfügbares Sicherheitssystem an einem Siedewasserreaktor**

Bei einer europäischen Siedewasseranlage wurde kurz nach Wiederinbetriebnahme nach dem BE-Wechsel bei einem periodischen Funktionstest entdeckt, dass das Kernsprühsystem nicht verfügbar war, obwohl es zuvor funktionsgeprüft und als verfügbar erklärt worden war. Um bei einem Containment-Lecktest das Risiko eines unbeabsichtigten Pumpenlaufes zu vermeiden, werden die Pumpenmotoren mittels Trennschalter abgesichert. Nach Abschluss des Lecktests wurde wegen Arbeiten im Wet-Well zum Schutz des Personals die Rückschaltung zeitlich verschoben. Am Ende der Arbeiten wurde es nun versäumt, diese Trennung wieder aufzuheben, wodurch die Pumpen unverfügbar blieben. Als Ereignisursache wurde die inkonsequente Befolgung einer Vorschrift sowie die nicht ordnungsgemäss dokumentierte Unverfügbarkeitsschaltung ermittelt. Aus dem Ereignis wurden eine Reihe von Lehren gezogen: Verwendung strengerer, formalisierter Verfahren beim Freischalten von Sicherheitskomponenten sowie deren lückenlose Dokumentation; bessere Konzentration der Informationen über den Zustand der Sicherheitssysteme; eine zusätzliche Überprüfung des Zustandes dieser Systeme vor Leistungsaufnahme. Dieses Ereignis wurde von der nationalen Behörde als INES 2 eingestuft.

In den Schweizer Anlagen werden andere Arten der elektrischen Motorenanspeisung verwendet. Deshalb ist eine direkte Übertragbarkeit dieses Vorkommnisses nicht gegeben. Trotzdem wurde bei allen Werken angefragt, ob ähnliche Nicht-Verfügbarkeiten möglich sind und wenn ja, ob diese dann durch die Alarmanlage gemeldet oder bei periodischen Kontrollen

entdeckt werden. Die Antworten werden von den Werken noch bearbeitet.

### **11.2.3 Reduzierte Druckabbaufunktion des Containments in einem Siedewasserreaktor**

Während der Anfahrvorbereitungen nach dem Revisionsstillstand erfolgte auch ein Test der Druckabbaufunktion des Containments. Zu diesem Zweck wurde eine Druckdifferenz zwischen dem oberen Teil des Containments (Dry-Well) und dem unteren Teil (Wet-Well) vorgegeben und deren zeitliche Stabilität gemessen. Es zeigte sich, dass die Druckdifferenz nicht konstant blieb, woraus auf eine Undichtheit geschlossen werden musste. Diese wurde hauptsächlich in der Fehlstellung einer Armatur im Gasableitungssystem gefunden. Die Armatur ist normalerweise immer in geschlossener Position und wurde zum Austausch der Containmentatmosphäre (im Normalbetrieb ist Stickstoff im Containment und für den Brennstoffwechsel wird dieser durch Luft ersetzt) beim Abfahren geöffnet. Fehler bei der Aufzeichnung dieser Schalthandlung beim Abfahren sowie Unklarheiten in den Vorschriften in Verbindung mit der Schichtübergabe bei der Anfahr-Überprüfung wurden als Ursache festgestellt. Dieses Ereignis wurde von der nationalen Behörde als INES 1 eingestuft.

Als Gegenmassnahme wird nun frühzeitig beim Anfahren ein zusätzlicher Sicherheits- und Qualitätstest eingeführt sowie die Stellung aller Ventile, die im Rahmen des Revisionsstillstands betätigt wurden, mittels einer Doppelkontrolle überprüft.

Obwohl die Schweizer Siedewasserreaktoren nicht die gleiche Konstruktion wie diese Anlage besitzen, wurden sie über dieses Ereignis informiert und Angaben über ihre Vorkehrungen zur Vermeidung eines solchen Fehlers verlangt. An der Ausarbeitung der verlangten Angaben wird noch gearbeitet.

### **11.2.4 Leckage an einem Referenzbein der Reaktorfüllstandsmessung in einem Siedewasserreaktor**

Eine sehr geringe Leckage an der Verschraubung des Entlüftungstopfens im Referenzbein einer Füllstandsmessung des Reaktordruckgefässes in einem von drei Strängen führte in einer ausländischen Siedewasserreaktoranlage zum Absinken des Wasserspiegels in der Referenzsäule und damit zu einem fehlerhaften Anstieg des Füllstandssignals. Da alle Schutzaktionen in einer 2 von 3 Logik des Reaktorschutzes ausgelöst werden, hatte der Fehler in nur einem Strang keine Auswirkungen auf den Betrieb der Anlage. Im Falle eines gleichen Fehlers in einem zweiten unabhängigen Strang

wäre es zum Ansprechen des Reaktorschutzes gekommen, obwohl keine Füllstandsabweichung vorlag. Dies könnte zu einer schwierig zu beherrschenden Störung führen. Der Reaktorfüllstand wird neben diesen drei erwähnten Schutzmessungen noch mehrfach betrieblich gemessen. Diese Informationen sind vom Personal jedoch nicht einfach umzusetzen, da die vom Reaktorschutz ausgelösten Signale Vorrang gegenüber Handeingriffen des Personals besitzen. Es wären also zusätzliche Eingriffe des Personals zur Blockierung der Fehlsignale erforderlich gewesen. Als Konsequenz aus dem Ereignis werden alle Verschraubungen in Zukunft mit einem genau festgelegten Drehmoment verschlossen, die Verschlussstopfen, die zu Leckagen führen können, entsprechend gekennzeichnet, eine zusätzliche Kontrolle der Dichtheit durchgeführt und die Temperatur am Referenzbein, welche bei Leckage ansteigt, gemessen.

Die Betreiber der Schweizer Siedewasseranlagen wurden über dieses Ereignis informiert, da sie dieselbe Messanordnung verwenden. Da jedoch bei schweizerischen SWR-Anlagen die Vorrangsteuerung der Schutzsysteme durch das Personal nachträglich blockiert werden kann, ist es einfacher, im Falle von Fehlmessungen des Schutzsystems vorrangig die mehrfach vorhandenen, betrieblichen Messungen zu berücksichtigen.

### **11.2.5 Unerwartetes Öffnen von mehreren Abblaseventilen an einem Siedewasserreaktor**

Während des normalen Leistungsbetriebs wurden in einer ausländischen Anlage Signale und Alarmer ausgelöst, die auf einige offene Abblase- und Sicherheitsventile (SRV) hinwiesen. Es waren weder Test noch Unterhaltsarbeiten im Gange. Die Anlage wurde mittels Schnellabschaltung abgestellt, um eine Aufheizung des Wassers in der Druckabbaukammer zu vermeiden. Nach der Abschaltung schlossen die Ventile bei absinkenden Reaktordruck wieder automatisch. Als Ursache wurde eine Störung in der 24V Gleichstromversorgung der SRV-Steuerungslogik in einer Division entdeckt. Vom Betreiber einer ähnlichen Anlage in der Schweiz wurde eine Stellungnahme zu diesem Ereignis verlangt. Die von der HSK verlangte Stellungnahme ist in Ausarbeitung.

## **11.3 Qualifizierung von Prüfsystemen für die Wiederholungsprüfungen**

Am Reaktordruckbehälter und anderen sicherheitsklassierten mechanischen Komponenten werden wiederkehrend, meist in Abständen von zehn Jahren, zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt. Dies gehört zur Ausgestaltung des Sicherheitsprinzips der gestaffelten Barrieren.

Die Qualifizierung der Prüfsysteme (Prüfverfahren, -ausrüstung und -personal) wird gegenwärtig weltweit in Angriff genommen. Die Geschwindigkeit, mit der das geschieht, ist in den einzelnen Ländern unterschiedlich, je nach Voraussetzungen und Randbedingungen. Dabei braucht es eine Instanz, den sog. Qualifikation Body, der die Qualifizierungsverfahren plant, leitet und den Erfolg beurteilt. Diese Instanz muss über Fachkompetenz auf vielen Gebieten sowie über ausreichende personelle Ressourcen verfügen und sie muss unabhängig sein. Sie darf nicht kommerzieller Einflussnahme unterliegen. Solche «Qualifikation Bodies» und die Grundlagen für ihre Arbeit müssen erst geschaffen werden. Im Weiteren müssen Testkörper verfügbar gemacht werden, welche die Prüfsituation und die aufzufindenden Materialfehler realistisch nachbilden.

Die HSK hat seit 1992 in besonderen Fällen die Qualifizierung von Prüfsystemen verlangt. Zehn Qualifizierungsprojekte wurden bereits realisiert oder sind im Gange. Seit 1992 hat das European Network for Inspection Qualification (ENIQ) die Grundsätze einer «europäischen Qualifizierungsmethodik» erarbeitet. Parallel dazu haben Vertreter der Aufsichtsbehörden der Staaten der Europäischen Union und der Schweiz gemeinsame Anforderungen formuliert, die Anfang 1996 in Form eines Konsensdokuments veröffentlicht wurden. Im März 1996 hat die HSK den Schweizer Betreibern mitgeteilt, dass jede Qualifizierung von Prüfsystemen nach diesen Grundsätzen und Anforderungen durchgeführt werden sollen.

Im gleichen Jahre hat das Kernkraftwerk Leibstadt ein grosses Projekt zur Qualifizierung der Ultraschallprüfung von Misch- und Austenit-schweissnähten an RDB-Stützen begonnen. Die Prüfung solcher Nähte ist immer noch eine Herausforderung an Prüftechnik und Prüfer. Diese Prüfung ist das erste Qualifizierungsprojekt in der Schweiz, das von Anfang an unter Beachtung des oben genannten Konsensdokuments nach der «europäischen Qualifizierungsmethodik» durchgeführt wird. Aus diesem Grunde dient dieses Projekt auch als Pilotstu-

die für die Einführung dieser Methodik in Schweizer Kernkraftwerken und wird von der HSK in allen Phasen aktiv begleitet. Nach den Grundsätzen sollte der «Qualification Body» eine autonome Organisation sein. Unter den gegebenen Umständen gab es aber für die Bildung des «Qualification Body» keinen anderen Weg als die Fachkompetenz von Betreiber, HSK und SVTI-Nuklearinspektorat zusammenzufassen. Entscheidungen werden im Konsens getroffen. Diese Ad-hoc-Lösung hat sich – gerade weil alle Beteiligten in einem Lernprozess stehen – als ausserordentlich fruchtbar und zweckdienlich erwiesen. In jeder Phase muss der Qualifizierungsprozess sowohl den Ansprüchen des verantwortlichen Betreibers wie auch den Ansprüchen der behördlichen Aufsicht genügen. Irrwege und unnötige Reibungsverluste können so vermieden werden. Wichtig ist, dass die Aufgaben des Qualification Body fachkompetent und unbeeinflusst von kommerziellen Interessen erfüllt werden.

Das Projekt im KKL konnte zügig durchgeführt werden. Es wurde mit drei Prüffirmen begonnen, die ihre Prüftechniken an einem Übungstestkörper erproben konnten. Mehrere Phasen dienten der Optimierung und der Auswahl des aussichtsreichsten Prüfsystems. Dieses wird seine Leistungsfähigkeit im Frühjahr 1998 abschliessend in einem praktischen «Blindtest» am Qualifizierungstestkörper unter Beweis zu stellen haben. «Blind» bedeutet, dass die Prüfer keine detaillierte Kenntnis über die aufzufindenden Materialfehler haben. Schon jetzt ist der grosse Nutzen dieses Vorgehens evident. KKL wird für die wichtige und schwierige Prüfung der RDB-Stützenrohrnähte ein Prüfsystem einsetzen können, das sich als Ganzes – Verfahren, Ausrüstung und Personal – in einem internationalen Leistungswettbewerb durchgesetzt hat und dessen Fähigkeit, Materialfehler aufzufinden, zu erkennen und ihre Grösse zu bestimmen, realitätsnah gemessen worden ist. Alle drei beteiligten Prüffirmen sind sich ihrer Stärken und Schwächen bewusst geworden und haben Entwicklungsschritte gemacht oder eingeleitet.

Die HSK wird die Erfahrungen auswerten, die in dieser Pilotstudie und in den anderen bisher in der Schweiz durchgeführten Qualifizierungsprojekten gemacht wurden. Auf dieser Basis wird sie die Grundsätze des europäischen Konsensdokuments für die Schweizer Gegebenheiten konkretisieren und Anforderungen formulieren. Das Ziel ist, angesichts der beschränkten nationalen Ressourcen einen kosteneffektiven Weg zu finden, auf dem Qualifikationen von Prüfsystemen erreicht werden, die im internationalen Vergleich bestehen können.

## 11.4 Brennstab-Hüllrohrschäden

Brennstabschäden mit durchgehenden Hüllrohrissen lassen sich im Normalbetrieb nicht vollständig ausschliessen. Solange aber die Kühlmittelaktivität den in den Technischen Spezifikationen festgelegten Grenzwert nicht überschreitet, ist ein Weiterbetrieb mit undichten Brennstäben möglich und zulässig, ohne die Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung zu verletzen. Trotzdem streben Betreiber und Behörde gemäss dem Grundsatz des Strahlenschutzes, die Dosis für die Bevölkerung und das Personal so niedrig wie möglich zu halten, einen Betrieb ohne Brennstabdefekte an.

Erfahrungsgemäss ist heute jährlich auf 100 000 eingesetzte Brennstäbe etwa mit einem herstellungsbedingten Brennstab-Hüllrohrschaden zu rechnen. Die schweizerischen Kernkraftwerke enthalten ca. 160 000 Brennstäbe, so dass das Auftreten einzelner Brennstab-Hüllrohrschäden nicht als ungewöhnlich zu bezeichnen ist. Brennstab-Hüllrohrschäden können während des Betriebs aufgrund erhöhter Iod- und Edelgasaktivitäten im Reaktorkühlmittel und im Abgas festgestellt werden. Grössere, mit Auswaschung von Brennstoff verbundene Brennstab-Hüllrohrschäden werden anhand einer erhöhten Neptunium-239-Aktivität im Reaktorkühlmittel erkannt. Falls Hüllrohre undicht geworden sind, wird die gesamte Kernbeladung während des nächsten Stillstands mittels der sogenannten Sippingmethode auf austretende gasförmige Spaltprodukte untersucht, um dadurch die undichten Brennelemente zu identifizieren und zu ersetzen. Die defekten Brennelemente und Brennstäbe werden mittels einer Unterwasserkamera visuell inspiziert, und als weitere Prüfmethode können Durchmesser- und Längenmessungen sowie Wirbelstrom- und Ultraschallprüfmethode verwendet werden. Ziel dieser Brennelementinspektionen ist es, die Schadensursache festzustellen, um geeignete Massnahmen einleiten zu können.

Früher massgebende Schadensursachen wurden abgeklärt und treten heute infolge der getroffenen Massnahmen nicht mehr auf oder haben an Bedeutung verloren. In Siedewasserreaktoren wurde die lokale Hüllrohrkorrosion, welche von abgelagerten Metallpartikeln (CILC = Crud Induced Localized Corrosion) ausgelöst wird und auch im Kernkraftwerk Mühleberg auftrat, mit dem Austausch kupferhaltiger Kondensatorrohre gegen solche aus Titan und durch eine verbesserte Wärmebehandlung der Hüllrohre behoben. Brennstab-Hüllrohrschäden durch Querströmung infolge defekter Kernumfassung im Kernkraftwerk Gösgen und anderen

Druckwasserreaktoren (core baffle jetting) sind dank eingeleiteter Gegenmassnahmen seit Ende der achtziger Jahre nicht mehr beobachtet worden. Brennstab-Hüllrohrschäden infolge gleichmässiger Hüllrohrkorrosion wird heute durch eine zyklusspezifische Überprüfung der maximalen Hüllrohroxidation wirkungsvoll begegnet. Schliesslich wurden Brennstab-Hüllrohrschäden durch Brennstoff-Hüllrohrwechselwirkung (PCI = Pellet Clad Interaction) durch einschränkende Betriebsvorschriften beim Verfahren von Steuerstäben und durch die Einführung einer dünnen Hüllrohrinnenschicht aus reinem Zirkonium vermindert.

In den neunziger Jahren sind in den schweizerischen Kernkraftwerken folgende primäre Ursachen für Brennstab-Hüllrohrschäden festgestellt worden:

- Mechanische Beschädigung der Brennstabhüllrohre durch Fremdkörper (KKG, KKL)
- Herstellungsbedingte PCI-Fehler (KKL). Die Vorschädigung entsteht entweder bei der Pellet-Herstellung durch Absplitterung von Teilen der Brennstoffoberfläche oder durch bei der Hüllrohrherstellung eingebrachte Mikrorisse.
- Reibverschleiss zwischen Abstandhalter und Hüllrohr nach Spannungsrissskorrosion der Abstandhalterfeder im untersten Abstandhalter (KKG)
- Wandschwächung durch erhöhte lokale Korrosion im Bereich der unteren Abstandhalter wahrscheinlich bedingt durch Änderungen in der Wasserchemie und durch ein bei langer Einsatzzeit korrosionsanfälliges Hüllrohr (KKL). Bei diesem Phänomen bleiben im allgemeinen die Hüllrohre dicht.
- Hüllrohrherstellungsfehler (KKB I, vermuteter Fehler). Die Ursache ist noch in Abklärung.

Gegen diese Brennstab-Hüllrohrschäden wurden folgende Massnahmen eingeleitet:

- Seit 1992 werden neue Brennelemente mit Fremdkörper-Abscheidegittern ausgerüstet.
- Vorschriften zum Reinhalten von Systemen während der Revision wurden erlassen.
- Die einschränkenden PCI-Betriebsvorschriften wurden für Brennelemente mit Hüllrohr-Innenliner teilweise wieder eingeführt.
- Die Brennelementhersteller haben die Qualitätssicherung bei der Pellet- und Hüllrohrherstellung verbessert.
- Anstelle des neueingeführten Zircaloy-Abstandhalters wird in der untersten Abstandhalter-Position wieder der bewährte Inconel-Abstandhalter eingesetzt.
- Die Wasserchemie wurde geändert.

Die HSK stellt fest, dass die Brennelementhersteller und die Reaktorbetreiber der Vermeidung

von Brennstab-Hüllrohrschäden, der Abklärung der Schadensursachen und der Einleitung von geeigneten Massnahmen grosse Beachtung schenken. Dies ist nötig, weil es sich gerade in den letzten Jahren zeigte, dass nach Änderungen an der Auslegung von Brennelementen und Brennstäben oder von Betriebsparametern neuartige Schadensursachen und Schadensbilder auftreten können.

## 11.5 Wirkung kleiner Strahlendosen

### 11.5.1 Von der Strahlenbiologie zur Molekularbiologie

Während Jahrzehnten hat sich die Forschung in Strahlenschutz und Strahlenbiologie zum Ziel gesetzt, verschiedenste Strahlenschäden zu untersuchen und speziell den Einfluss von Dosis und Dosisrate auf Strahlenschäden ausfindig zu machen. Besonders im tiefen Dosisbereich erwies sich diese Aufgabe als sehr komplex und langwierig. Andererseits sind im Gebiet der molekularen Biologie in den letzten Jahren rasche Fortschritte gemacht worden. Das führte dazu, dass ehemalige Forschungsthemen der «klassischen» Strahlenbiologie auch von der molekularbiologischen Seite her angegangen worden sind. Dabei standen primär die einzelnen molekularen Schritte einer Strahlenschädigung im Zentrum des Interesses. Es wurde nicht mehr die Frage gestellt: Was bewirkt eine bestimmte Dosis? Viel eher interessierten Fragen wie: Wie erkennt eine Zelle den einzelnen Strahlenschaden? Welche Signale gehen von diesen Schäden aus? Welche Reaktionen werden ausgelöst? Welche molekularen Mechanismen sind bei der Reparatur von Strahlenschäden von Bedeutung? Diese Fragestellungen wurden mit den Methoden der modernen Biologie angegangen, und das hat zu neuen Erkenntnissen geführt und damit auch zu einer Verlagerung der Forschungsschwerpunkte in der Strahlenbiologie.

In der Schweiz hat sich im Laufe dieser Entwicklung das ehemalige «Strahlenbiologische Institut der Universität Zürich» zum heutigen «Institut für Medizinische Radiologie» (IMR) gewandelt, mit vermehrt medizinisch und molekularbiologisch orientierter Forschung. Aber auch heute ist der Strahlenschaden ein Forschungsthema am IMR, und damit sind auch weiterhin interessante Erkenntnisse über die Strahlenwirkung auf die lebenden Zellen aus diesem Institut zu erwarten. Die HSK verfolgt und unterstützt die Arbeiten des IMR, die zu den Kenntnissen über Strahlenschäden,

auch bei kleinen Dosen, wesentlich beitragen können.

### 11.5.2 Gehäufte Anzahl von Kinder-Leukämie

In England und später auch in Deutschland wurde festgestellt, dass im Nahbereich einzelner Kernanlagen mehr Leukämieerkrankungen bei Kindern als im Landesdurchschnitt beobachtet wurden. Es lag nahe, die radioaktiven Abgaben dieser Anlagen oder die berufliche Strahlenexposition der Väter könnten diese Erkrankungen verursachen. Um diese Fragen zu klären, sind speziell in England und in Deutschland verschiedene Forschungsarbeiten durchgeführt worden. Es konnte gezeigt werden, dass kein direkter Bezug zu den Abgaben oder zu den Individualdosen der Väter nachweisbar ist. Es wurden Hinweise gefunden, dass wohl eher eine (vermutlich virale) Infektion als Krankheitsursache in Frage kommt. Es konnte gezeigt werden, dass erhöhte Leukämieerkrankungsraten (sogenannte Leukämie-Clusters) auch in Gegenden auftreten, in denen der Bau eines Kernkraftwerks lediglich geplant war, aber nie ausgeführt wurde. Grundsätzlich ist aber heute noch ungeklärt, wodurch die oft lokal gehäuft auftretende Leukämie bei Kindern verursacht wird.

Die neusten Untersuchungen, die im Bericht «Epidemiologische Studien zum Auftreten von Leukämieerkrankungen bei Kindern in Deutschland» von der Universität Mainz im Juli 1997 veröffentlicht worden sind, schliessen auch den Landkreis Waldshut mit ein, denn das Kernkraftwerk Leibstadt steht in unmittelbarer Nähe von Waldshut. Die Daten aus diesem Landkreis werden als Teil einer Gruppenanalyse ausgewiesen, welche die Umgebung von 6 Kernkraftwerkstandorten analysiert. Daraus lässt sich schliessen, dass die Autoren die Daten aus Waldshut als unproblematisch beurteilten und es keine Hinweise auf erhöhte Leukämieraten gibt. Diese Beurteilung stimmt überein mit dem Resultat einer Untersuchung, welche das Zürcher Krebsregister auf Schweizer Gebiet in der Umgebung des Kernkraftwerks Leibstadt basierend aus den Mortalitätsdaten durchgeführt hat.

## 11.6 Sicherheitskultur und der Faktor Mensch

### Die Bewertung von Sicherheitskultur

Der Begriff «Sicherheitskultur» wurde in der ersten Sitzung der IAEA zum Unfall von Tschernobyl geprägt. Seither wurde vielfach versucht, diesem Begriff einen fassbaren Inhalt zu geben. Die «International Nuclear Safety Advisory

Group» der IAEA hat 1992 ein Dokument herausgegeben, in welchem Sicherheitskultur definiert wird und feststellbare Merkmale der Sicherheitskultur von Einzelpersonen und von Organisationen beschrieben sind. Sicherheitskultur umfasst eine auf Sicherheit ausgerichtete Vorgehensweise, welche insbesondere auf einer selbstkritischen Haltung und auf einem guten Austausch von Informationen beruht. Sie verstärkt das Konzept der «Defence in Depth».

In den letzten Jahren hat sich der Ausschuss «Personal und Organisation» der KSA intensiv mit dem Begriff der Sicherheitskultur auseinandergesetzt und im Berichtsjahr ein Dokument veröffentlicht, welches die Sicht von KSA und HSK zu diesem Begriff widerspiegelt (KSA 7/75, «Sicherheitskultur in einer Kernanlage, Gedanken zur Bewertung und Förderung»). Darin werden auch verschiedene Ansätze zur Bewertung der Sicherheitskultur diskutiert. Dabei konkretisierten sich im Jahre 1997 die Beiträge des Lehrstuhls für Arbeits- und Organisationspsychologie der Universität Bern zum Forschungsprojekt SitASK (Situative Analyse von Sicherheitskultur), an dem die schweizerischen Kernkraftwerke aktiv mitwirken. Ziel dieses Projekts ist abzuklären, ob mit sog. situativen Interviews erfasst werden kann, wie weit das Sicherheitsbewusstsein innerhalb einer Organisation (KKW) entwickelt ist. Die HSK begrüsst das Interesse der Werke an diesem Projekt und sieht darin einen aktiven Beitrag zur Förderung der Sicherheitskultur.



Aus- und Weiterbildung von Betriebspersonal am Ausbildungssimulator des Kernkraftwerks Leibstadt

Quelle: Kernkraftwerk Leibstadt

### Sicherheitskultur, eine offene Kultur im Umgang mit Fehlern

Zur Vermeidung menschlicher Fehler muss die natürliche Tendenz zu Routine-Fehlern durch eine entsprechende Gestaltung des Umfeldes (Ergonomie, Vorschriften, Abläufe, usw.) berücksichtigt werden. Systematische Analysen erlauben, fehlerfördernde Situationen und Umstände zu erkennen und zu beseitigen.

In Kernanlagen führen Fehler aufgrund der getroffenen Vorkehrungen (Auslegung, «De-

fence in Depth», Redundanzen usw.) äusserst selten zu Konsequenzen. Häufig werden sie auch durch die Betroffenen selber oder durch Mitglieder des Teams unmittelbar entdeckt und korrigiert. Es wäre wichtig, solche Beinahe-Ereignisse zu erfassen, denn sie haben den Vorteil, dass sie zu keinen Konsequenzen geführt haben; die Diskussion über deren Ursachen ist deshalb bedeutend einfacher und entspannter. Die freiwillige Meldung von Beinahe-Ereignissen setzt ein besonderes Arbeitsklima voraus, basierend auf gegenseitigem Vertrauen und dem Willen zur Transparenz. Personen, von denen Meldungen erwartet werden, müssen sich sicher sein können, dass ihre freiwillige Meldung keine Sanktionen nach sich zieht. Ein Klima, das diese Voraussetzungen erfüllt, ist ein Element einer guten Sicherheitskultur.

Auch in schweizerischen Kernkraftwerken wurde der Wert der Erkenntnisse aus Beinahe-Ereignissen erkannt, das Personal entsprechend geschult und zur Meldung solcher Vorkommnisse ermutigt.

## **11.7 Bewertung von Vorkommnissen in Kernanlagen**

### **11.7.1 HSK Richtlinien zur Meldepflicht**

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 Meldungen 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 und zum Erreichen obiger Ziele wurde das bewährte Klassierungssystem beibehalten. Es nimmt einerseits Bezug auf die sicherheitstechnische Bedeutung der Vorkommnisse mit den Klassen U (unklassiert), B (geringfügige sicherheitstechnische Bedeutung), A (von sicherheitstechnischer Bedeutung) und S (schwerer Störfall oder Unfall) und berücksichtigt andererseits Vorkommnisse von öffentlichem Interesse (Ö).

### **11.7.2 International Nuclear Event Scale, INES**

Auf die Erfahrungen einiger Mitgliedsländer aufbauend hat die internationale Atomenergieagentur (IAEA) die Internationale Nuclear Event

Scale (INES) entwickelt, ab 1990 in Probebetrieb genommen und seit 1992 definitiv eingeführt. Die Bedeutung der Ereignisse werden bei der INES als Zahlen von 1 bis 7 dargestellt, wobei Level 0 etwa «normale Störfälle» wie z. B. eine automatische Reaktorabschaltung ohne grössere Komplikationen darstellt.

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 verschiedenen 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.

Im Prinzip unterscheiden sich die einzelnen Stufen in der INES jeweils um etwa einen Faktor 10 bis 100 in der sicherheitstechnischen Bedeutung. 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 vereinfacht in der Tabelle B2 wiedergegeben. Die eigentlichen Unfälle beginnen mit Stufe 4.

Mit dem INES-System können die Konsequenzen bei Ereignissen im Ausland, wegen der gleichen Bewertungsmethode, objektiver 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.

## **11.8 Gedämpfte Speisewasser-Rückschlagventile im KKL**

Im November 1987 hat die HSK im Zusammenhang mit ihrem Programm «Massnahmen gegen schwere Unfälle – Containment Integrität» Auskunft über das Verhalten der Speisewasserleitung und Rückschlagklappen bei einem Rohrbruch verlangt.

Thermohydraulische und strukturmechanische Analysen der KKL-Speisewasserleitung für einen doppelendigen Bruch ergaben unzulässig hohe Druckstosskräfte (Wasserschläge) für die Leitung zum Reaktor und ihre Aufhängung einschliesslich der Rückschlagklappen. Als Folgeschäden konnten dabei weitere Leitungsbrüche oder der Verlust der Containment-Integrität nicht ausgeschlossen werden. Als Gegenmassnahme wurde der HSK deshalb der Ersatz von drei ungedämpften Rückschlagklappen pro Speisewasserleitung durch gedämpfte Schrägsitz-Rückschlagventile vorgeschlagen.

Im Jahre 1996 wurden in den beiden Speisewasserleitungen sechs kolbengedämpfte Schrägsitz-Rückschlagventile eingebaut, welche im Anforderungsfall in der Anfangsphase sehr rasch schliessen. In der letzten Phase verzögert die Kolbengeometrie den Schliessvorgang und reduziert dadurch die Drucktransienten die zur Schädigung des Rohrleitungssystems führen könnten. Bei normalem Durchfluss öffnet sich das Ventil selbständig. Ohne Durchfluss schliesst das Eigengewicht des Kolbens die Armatur. Bei einem Bruch der Speisewasserleitung ausserhalb des Containments fliesst das Kühlmittel in umgekehrter Richtung aus dem Reaktordruckbehälter und schliesst das Rückschlagventil. Das Ventil arbeitet demnach mediumgesteuert.

Im Stillstand 1996 wurden deshalb die gedämpften Rückschlagventile eingebaut. Die Funktionsprüfungen waren erfolgreich, jedoch konnte die geforderte Dichtheit nicht auf Anhieb an allen Ventilen erreicht werden. Als Ursache wurde eine Deformation der Armatur durch den Schweissvorgang festgestellt. Die Nachbearbeitung der Dichtfläche erbrachte vorerst keine vollständige Lösung des Problems.

Im Stillstand 1997 wurde das noch undichte Ventil umfassend mechanisch nachbearbeitet. Die abschliessende Dichtheitsprüfung konnte

für alle sechs Armaturen erfolgreich abgeschlossen werden.

Der Einbau von gedämpften Rückschlagventilen im KKL bedeutet insgesamt einen Sicherheitszuwachs für die Anlage. Ein Jahr zuvor wurden bauartgleiche Ventile aus den gleichen Sicherheitserwägungen in der Anlage KKM eingebaut.

# 12. Sicherheitsforschung



*Komplexe chemisch-physikalische Messmethoden wurden den Hotzellenbedingungen angepasst und stehen nun den Kernbrennstoffuntersuchungen zur Verfügung*

Quelle: PSI, Villigen

Die Aufsichtsbehörde HSK hat die Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu beurteilen und daraus ableitend allenfalls Forderungen für Massnahmen zur Erhöhung der Sicherheit zu stellen. Deshalb unterstützt die HSK gezielt Forschungsvorhaben in Form einer regulatorischen Sicherheitsforschung und zwar in folgender Form:

- Forschungsvorhaben am Paul Scherrer Institut (PSI) und an den Hochschulen.
  - Einzelprojekte bei in- und ausländischen Ingenieurunternehmungen.
  - Beteiligung an internationalen Projekten.
- Nachfolgend werden wichtige Vorhaben kurz kommentiert.

## 12.1 Leichtwasserreaktor-Kontaminationskontrolle; PSI, Villigen

In diesem Forschungsprojekt soll die Radionuklid Aufnahme in die benetzten Korrosions-

schichten der Reaktorkomponenten von Leichtwasserreaktoren besser abgeklärt werden. Im Vordergrund steht dabei der Einbau von Kobalt 60 in Oxidschichten, da dieses Nuklid im Revisionsstillstand massgeblich die Dosis des Personals bestimmt.

Im vergangenen Forschungsjahr sind folgende Vorhaben bearbeitet worden:

- Ermittlung von Stoffübergangskoeffizienten: In einem statischen Kleinautoklaven konnten aufgrund genaueren Massenbilanzen Stoffübergangskoeffizienten von Kobalt ermittelt werden.
- Screeningtest zum Einfluss zweiwertiger Metallionen; Um die Aktivitätsablagerung zu vermindern, wird in einigen Siedewasser Reaktorsystemen zweiwertiges Zink ins Reaktorwasser eingespeist. Aufgrund thermodynamischer Überlegungen ist anzunehmen, dass auch andere zweiwertige Metalle einen verminderten Einfluss auf die Ablagerung von Kobalt haben. In Screeningtests mit Rührautoklaven unter Reaktorbedingungen kann

te gezeigt werden, dass die Zugabe von Zink oder inaktivem Kobalt die Ablagerung erniedrigt, hingegen kann Kupfer die Ablagerung beschleunigen. Bei der Zugabe von weiteren zweiwertigen Metallionen zum Zink kann sich dieser positive Effekt wieder aufheben.

- Aufbau und Erprobung elektrochemischer Messeinrichtungen;

Messtechnische Entwicklungen für die Untersuchung von elektrochemischen Vorgängen an den Strukturoberflächen unter Reaktorbedingungen konnten erfolgreich weiterentwickelt werden. Erste Untersuchungsergebnisse an Stahl 1.4571 zeigen, dass schon bei niedrigen Temperaturen der Passivbereich aufgehoben werden kann.

Zwischen dem PSI und der KWU Siemens konnte ein Vertrag zur Übertragung der Patentrechte bezüglich «Voroxidation von rostfreiem Stahl» abgeschlossen werden. Im Zusammenhang mit der erhöhten Hüllrohrkorrosionen im Kernkraftwerk Leibstadt wurden vom Projektteam zudem Vorschläge zur experimentellen Abklärung erarbeitet.

Die Erkenntnisse auf dem Gebiet der Ablagerung von aktiviertem Kobalt an den Komponentenoberflächen im Primärkreislauf von Siedewasserreaktoren sind für die HSK bei der Bewertung der Strahlenbelastung des Personals während des Betriebs und in der Revisionsphase von grosser Bedeutung.

## **12.2 Spannungsrisskorrosion von Stählen für Reaktorkomponenten im Heisswasser; PSI, Villigen**

### **12.2.1 Reaktordruckbehälter (RDB)**

Das Forschungsprojekt hat zum Ziel, das Langzeitverhalten von ferritischen Reaktorstählen bezüglich Spannungsrisskorrosion unter Siedewasserreaktorbedingungen (Kühlwasser bei zirka 290 °C und 70 bar) zu untersuchen.

Im Vordergrund des vergangenen Forschungsjahres standen einerseits experimentelle Untersuchungen zur Bestimmung der für Spannungsrisskorrosion massgebenden Einflussgrössen und andererseits die Modellierung der korrosionsgestützten Rissausbreitungsgeschwindigkeit in ferritischem Reaktor-Druckbehälterstahl (RDB-Stahl).

Die untersuchten RDB-Stähle, insbesondere jene mit niedrigem Schwefelgehalt, weisen bei stationären, betriebstypischen mechanischen Belastungen und unter Normalbetriebsbedingungen von Siedewasserreaktoren eine sehr hohe Stabilität gegen transkristalline Spannungsrisskorrosion auf. Bei bisher über

150 untersuchten Proben wurden keine Anzeichen für das Auftreten eines dauerhaften korrosionsgestützten Risswachstums beobachtet. Diese Ergebnisse werden zurzeit mit Experimenten an Stahlproben auch mit hohem Schwefelgehalt überprüft.

Es wurde ein theoretisches Modell für die elektrochemische Auflösungszelle entwickelt, welches die Berechnung des Rissfortschrittes in Abhängigkeit der lokalen Wasserchemie im Bereich der Rissfront erlaubt. Erste Ergebnisse zeigen, dass die elektrochemischen Prozesse in der Auflösungszelle auf die unmittelbare Umgebung der Rissfront beschränkt bleiben.

Um die experimentelle Technik und die Qualität der Ergebnisse gut vergleichen und absichern zu können, wurde mit drei anderen anerkannten Forschungsinstituten (MPA Stuttgart, KWU Siemens, VTT Finnland) ein Ringversuch durchgeführt. Zum besseren Verständnis der experimentellen Ergebnisse des Risswachstums an ferritischen RDB-Stählen wurde eine Modellierung der mechanischen Vorgänge an der Risspitze durch das Fraunhofer Institut Freiburg angegangen.

### **12.2.2 Einbauten im Reaktordruckbehälter**

Die wesentlichen Einflussgrössen der bestrahlungsunterstützten Spannungsrisskorrosion (IASCC) an austenitischen RDB-Einbauelementen sind bekannt. Trotzdem konnten die zu Grunde liegenden chemisch-physikalischen Mechanismen bislang nicht vollständig geklärt werden. Die HSK beabsichtigt deshalb, am PSI ein IASCC-Forschungsprojekt zu initiieren. Zur Klärung des Wissensstandes und zur Festlegung der Forschungsinhalte wurde durch das PSI eine Vorstudie zur IASCC-Thematik erstellt. Aufgrund der aktuellen Diskussion über die Risse im Kernmantel des KKW Mühleberg wird diesem Korrosionsmechanismus besondere Beachtung geschenkt.

Dieses Forschungsprojekt soll im internationalen Rahmen der Cooperative-IASCC-Research Group (CIR) abgewickelt werden. Das Ziel dieses Projekts ist es, das Verständnis der IASCC zu erweitern und Gegenmassnahmen zu entwickeln. Die Betreiber der Schweizer KKW und das PSI haben beschlossen, an CIR teilzunehmen.

## **12.3 Simulationsmodelle zur Transientenanalyse in der Schweiz (STARS III); PSI, Villigen**

Im STARS-Projekt werden Simulationsmodelle zur Transientenanalyse für alle schweizerischen

Kernkraftwerke erstellt, um deren Verhalten bei Betriebsstörungen und bei Störfällen analytisch bestimmen zu können. Die Tätigkeiten in der dritten Projektphase gliedern sich in die drei Bereiche: Fertigstellung und Validierung der Anlagenmodelle, forschungsorientierte Analysen und wissenschaftliche Dienstleistung für die HSK.

In allen Bereichen konnten, gemäss den Zielsetzungen, wichtige Arbeiten ausgeführt und abgeschlossen werden.

- Modellierung und Validierung der Anlagemodelle:

Der Einsatz der beiden für die Analyse des Anlageverhaltens bei Störungen entwickelten EPRI-Codes RETRAN-3D und CORETRAN wurde vorangetrieben und anhand konkreter Beispiele für das Kernkraftwerk Leibstadt (Inbetriebnahmetests, Kernanalyse) und das Kernkraftwerk Beznau (Teillastverhalten Dampferzeuger, Kernanalyse mit MOX-Brennelementen) erfolgreich getestet. Zusätzlich wurden einige Detailanalysen zur Validierung von Teilmodellen durchgeführt.

- Forschungsorientierte Arbeiten:  
Die Tätigkeiten konzentrierten sich auf die Fertigstellung der SWR-Stabilitätsanalyse beim Kernkraftwerk Leibstadt und auf die Bereitstellung von Rechenmodellen zur Unsicherheitsanalyse.
- Wissenschaftliche Dienstleistungen:  
Im vergangenen Jahr sind Analysen und Bewertungen zur Kühlbarkeit des Reaktorkerns des Kernkraftwerks Gösgen bei verschiedenen Betriebszuständen und Störfällen vorgenommen und mit den analytischen Ergebnissen des Betreibers und des Herstellers verglichen worden. Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Gösgen wurde eine detaillierte Bewertung der bei den Störfallanalysen verwendeten Rechenprogramme vorgenommen.

Die Arbeiten werden zum Teil in enger Zusammenarbeit mit ausländischen Partnern (EPRI) durchgeführt, insbesondere was die Weiterentwicklung der Codes betrifft.

Die Ergebnisse der Teilprojekte fliessen in die Genehmigungspraxis der HSK ein.

## **12.4 Human Reliability Analysis HRA; PSI Villigen**

Seit Anfang 1997 arbeitet eine PSI-Forschungsgruppe am Human Reliability Analysis (HRA) Projekt, das gemeinsam von der HSK, dem PSI und den schweizerischen Kernkraftwerken getragen wird. Als Bestandteil der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) betrachtet die

HRA den Einfluss menschlicher Handlungen auf den Verlauf von Störfällen. Im Jahre 1997 wurden folgende Aufgaben bearbeitet:

### **Bereich «HRA-Themen aus Schweizer Studien»**

In der PSA von Gösgen wurden Operateurhandlungen mit der Success Likelihood Index Methodology (SLIM) analysiert. SLIM greift bei der Quantifizierung (Berechnung der Erfolgswahrscheinlichkeit) auf Daten aus anderen PSA-Studien zurück. Um die Robustheit der Resultate zu überprüfen, hat das PSI einzelne Operateurhandlungen mit verschiedenen anderen (d. h. von SLIM verschiedenen) Methoden analysiert. Gleichzeitig dient die Nachrechnung einem Methodenvergleich. Diese Aktivität wird vom KKG unterstützt.

### **Bereich «Aktuelle Forschungsthemen der HRA»**

Mit den heute verfügbaren HRA-Methoden können spontane, von den Vorschriften nicht verlangte Handlungen, welche u. U. den Verlauf eines Unfalles negativ beeinflussen (sogenannte «Error of Commission» EoC) nicht systematisch erfasst werden. Das PSI hat 1997 die Entwicklung einer Methode für die Analyse von EoC aufgenommen. Die Methode, welche in einer Pilotstudie vorgestellt wurde, identifiziert EoC in dokumentierten Ereignissen und analysiert systematisch die Randbedingungen, welche zum Fehler geführt haben. Die Analyse von EoC steht weltweit an erster Stelle der HRA Forschungsprioritäten.

### **Bereich «HRA-Methoden der Zukunft»**

Die Interaktion zwischen einem Operateur und der Anlage wird mit Hilfe eines dynamischen Modells simuliert. Als erste Anwendung des Modells werden Störfallvorschriften (Anweisungen, welche ein Operateur im Störfall zu befolgen hat) überprüft. In Zukunft sollen mögliche Konflikte zwischen den Absichten des Operateurs und den Vorschriften während eines Störfallszenarios identifiziert und mögliche Konsequenzen von Fehlhandlungen auf den Verlauf des Störfalls analysiert werden. Der vom PSI verfolgte dynamische Ansatz stellt innerhalb der HRA eine vielversprechende Innovation dar.

## **12.5 Radioökologie; PSI, Villigen Verhalten von Radionukliden in Aare und Rhein; EAWAG, Dübendorf**

Das Verhalten von Radionukliden, die von Kernanlagen an die Biosphäre abgegeben werden, muss bekannt sein, um die Strahlendosisbelastung für die betroffene Bevölkerung abschätzen zu können. Das Forschungsprojekt Radioökologie am PSI untersucht das Verhalten von Radionukliden in Böden und Pflanzen. In Ergänzung dazu untersucht man im Rahmen eines Projekts an der EAWAG das Verhalten von Radionukliden in den Oberflächengewässern Rhein und Aare.

Die Arbeiten am PSI konzentrierten sich im vergangenen Forschungsjahr auf das Teilprojekt SEMINAT (EU-Forschungsprojekt), in dem mit Feldversuchen das Langzeitverhalten von Radionukliden in halbnatürlicher Umgebung abgeklärt wird, sowie auf die Weiterentwicklung des Radioökologie-Rechenprogrammes CHECOSYS, mit dem, ausgehend von Radionuklidkonzentrationen in Luft und Boden, die Dosisbelastung betroffener Personen berechnet und Massnahmen im Bereich der Landwirtschaft beurteilt werden können. Insbesondere wurde der Einfluss der Niederschlagsintensität auf die Blattaufnahme von Radionukliden und der Einfluss der Probenahmeart von Gras bei Regen abgeklärt.

Aufgrund der neuen Erkenntnisse über das Verhalten der Radionuklide in den Oberflächengewässern flussabwärts der schweizerischen KKW wurde ein Projekt gestartet, das folgende Fragen vertieft abklären soll: Chemismus der Radionuklide im Abwasser und im Flusswasser und die Bedeutung von Kolloiden und biologischen Partikeln bei Transportvorgängen. Im vergangenen Forschungsjahr wurden vor allem die Messtechnik, die Beprobung und die Überwachungsstationen verbessert und erweitert. Durch die verbesserte chemische Charakterisierung der Radionuklide in Abwasser und Flusswasser zeigt sich immer deutlicher, dass ein grosser Teil von Radiokobalt organisch komplexiert wird, was seine Mobilität in wässriger Umgebung stark erhöht.

Die Ergebnisse der beiden Forschungsprojekte werden in Zusammenarbeit mit der Sektion Überwachung der Radioaktivität (SUEr) und dem Institut de Radiophysique Appliquée (IRA) laufend bewertet und in die Praxis umgesetzt.

## **12.6 Radioanalytik und Dosimetrie; PSI Villigen**

In den Forschungsprojekten Radioanalytik und Dosimetrie werden am PSI spezielle Themen der Radioanalytik und der Dosimetrie bearbeitet, die für die Strahlenüberwachung von besonderem Interesse sind. Die verschiedenen Teilprojekte werden in enger Zusammenarbeit mit der HSK ausgeführt. Im Bereich der Radioanalytik wurden die Verfahren zur Bestimmung von Radionukliden (Plutonium und Aktiniden) in Körperausscheidungen und im Erdreich weiterentwickelt.

Im Projekt Dosimetrie lag das Hauptgewicht der Tätigkeiten in der Fertigstellung und Abnahme des neuen Personen-Neutronendosimetersystems, das auf Anfang 1998 als Routinemessverfahren am PSI eingeführt wird. Im Rahmen eines EU-Forschungsprojektes wurde auch die Entwicklung eines neuartigen elektronischen Personendosimeters vorangetrieben, das in Fachkreisen auf grosses Interesse stösst.

Diese Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind für die Strahlenüberwachung der Behörde sehr wertvoll und werden direkt in die Praxis umgesetzt.

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

Um den Schutz des Personals von Atomanlagen und der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung möglichst umfassend zu gewährleisten, fördert die HSK Forschungen auf dem Gebiet der Wirkung kleiner Dosen. Dieser Förderung umfasst drei verschiedene Vorhaben.

In einem Vorhaben werden die Mechanismen auf Zellebene untersucht, welche die Schädigungen der DNA reparieren oder bei erfolgloser Reparatur die geschädigte Zelle vernichten. Diese Arbeiten sollen das Verständnis des Verhaltens biologischer Systeme unter Einwirkung ionisierender Strahlung verbessern. Die vorliegenden Ergebnisse sind interessant



Arbeiten an einer Handschuhbox im Hotlabor des Paul Scherrer Instituts

Quelle: PSI, Villigen

und könnten auch ausserhalb des Strahlenschutzes Bedeutung erlangen.

Die Dosis-Wirkungsbeziehung bei kleinen Dosen wird mit Literaturstudien und Auswertungen von Forschungsarbeiten vertieft abgeklärt. Neue Erkenntnisse der Strahlenwirkung bei tiefen Dosen sind nützlich, da das Wissen um die Wirkung kleiner Dosen unvollständig ist.

Das Kantonalzürcherische Krebsregister hat im vergangenen Forschungsjahr vor allem die Situation der Krebsmortalität in der Umgebung des KKW Leibstadt neu überprüft. Die Analysen brachten weder für die Gesamtbevölkerung noch für die jüngeren Altersgruppen Besonderheiten zutage, die mit der Inbetriebnahme des KKW (1984) in Verbindung gebracht werden könnten.

## **12.8 Einfluss der Naturkonvektion im Sicherheitsbehälter nach einem schweren Kernschmelzunfall auf die kontrollierte gefilterte Druckentlastung: REVENT II; Institut für Verfahrenstechnik ETH Zürich**

Alle schweizerischen Kernkraftwerke sind mit einem sogenannten Ventingfilter nachgerüstet worden, der eine kontrollierte Druckentlastung der Unfallatmosphäre im Containment nach einem schweren Kernschmelzunfall mit stark verminderter Langzeitkontamination der Umgebung ermöglicht. Im Projekt REVENT wird anwendungsbezogen der Transport von radioaktiven Stoffen aus der Unfallatmosphäre und aus verdampfenden Stoffen im Containment-Sumpf in den Ventingfilter untersucht.

Es stellt sich dabei die Frage, wieweit radioaktive Stoffe aus dem Containment-Sumpf in die Unfallatmosphäre freigesetzt werden und welcher Anteil während einer Druckentlastung davon in das Venting-Filterssystem gelangt. In den bisherigen Sicherheitsanalysen wird dieser Vorgang mit einem sogenannten Reentrainmentfaktor abgeschätzt.

An der ETH Zürich wurde dazu ein Versuchstand im Pilotmassstab errichtet. Im Frühling 1997 konnte planmässig die erste Phase des Projektes mit einer Dissertation abgeschlossen werden. Die Ergebnisse zeigen, dass die ursprünglichen Auslegungsgrundlagen der Venting-Filterssysteme auf der konservativ sicheren Seite liegen. Damit können diese Erkenntnisse in den möglichen Accident Management Massnahmen (Ventingzeitpunkt, Strahlenbelastung des Personals, Zerfallswärme der radioaktiven Stoffe im Filter) praktische Anwendung finden.

Zur besseren Abklärung des thermodynamischen Verhaltens des Sumpfes bezüglich der Aerosolbildung während des Entspannungsvorganges bei Druckentlastung sowie zum besseren Verständnis der Konvektion der Unfallatmosphäre im Containment wurde ein Folgeprojekt in Form einer Dissertation gestartet. Insbesondere soll erstmals das Austrocknen des Sumpfes untersucht werden, während dem eine erhöhte Freisetzung von Aerosolen erwartet wird.

In den ersten 8 Monaten des laufenden Projektes sind gemäss Forschungsplan folgende Arbeiten durchgeführt worden:

- Umbau der Pilotanlage und Evaluation der zusätzlichen Messtechnik für die Erfassung von Geschwindigkeitsfeldern
- Simulation der Konvektion der Versuchbehälteratmosphäre während der Druckentlastung mit einem 3D-Finite-Element-Code
- Optimierung der Messverfahren aufgrund der Simulationsergebnisse

Die Simulationen wurden in enger Zusammenarbeit mit dem Royal Institut of Technology Stockholm durchgeführt. (Gastaufenthalt des Doktoranden). Dank der Unterstützung der Spezialisten dieses Institutes war es möglich, die aufwendigen Berechnungen in wenigen Wochen zu realisieren.

Die Ergebnisse der ersten Projektphase wurden an zwei internationalen Konferenzen (European Aerosol Conference und FISA 97) vorgestellt und in Fachkreisen diskutiert.

## **12.9 Methodische Weiterentwicklung in Aeroradiometrie; Institut für Geophysik ETH Zürich**

Durch periodisch wiederholte Helikopteraufnahmen wird die Umgebung der schweizerischen Kernkraftwerke und des PSI seit 1989 aerogammaspektrometrisch vermessen. Die Ergebnisse der Messkampagnen betreffend

natürlicher und künstlicher Radioaktivität werden in ihrem zeitlichen Verlauf verfolgt und dienen als Grundlage für die Beurteilung allfälliger grossräumiger Veränderungen des Strahlenpegels in der Umgebung kerntechnischer Anlagen.

Das Forschungsprojekt hat die Zielsetzung, die bestehenden Aero-Gammaspektrometrie-Messapparaturen und die dazugehörige Software weiterzuentwickeln. Insbesondere soll der Datentransfer zu einer Bodenstation und die anschliessende Auswertung in Echtzeit angestrebt werden, um die Messungen aus der Luft in Notfallsituationen schneller zur Verfügung zu haben. Zusätzlich wird durch die Teilnahme an internationalen Projekten an der Entwicklung standardisierter Mess- und Auswertemethoden und an der Verbesserung der transnationalen Datenkompatibilität mitgearbeitet.

Im vergangenen Forschungsjahr konnte im Rahmen der Messflüge gezeigt werden, dass die digitale Datenübertragung vom Helikopter zu einer Bodenstation mit Natel-D prinzipiell funktioniert. Ergänzend wurden Abklärungen über den Einsatz von geographischen Informationssystemen und von «Differential GPS» für eine verbesserte Positionierung der Messorte während des Flugs vorgenommen.

In einer gemeinsamen Messkampagne mit dem österreichischen Aeroradiometrie-Team wurden die Messsysteme verglichen und die Geräte aufeinander abgestimmt und kalibriert.

Mit dem englischen Aeroradiometrie-Team konnten schliesslich Absprachen im Zusammenhang mit einer Beteiligung am EU-Projekt ECEAGS getroffen werden.

## **12.10 Erdbebenfestigkeit von Tragwänden in Kernkraftwerken; Basler und Hofmann, Zürich**

Die Schweiz beteiligt sich am OECD-Forschungsprojekt zur Validierung der Erdbebenberechnungen von Tragwänden in Kernkraftwerken. Die in Japan durchgeführten Rütteltischversuche an Modellwänden liefern dazu die Grundlagen.

Im vergangenen Forschungsjahr wurden vor allem die unterschiedlichen Berechnungsmethoden der verschiedenen Projektteilnehmer verglichen und diskutiert. Dabei stand die Frage im Vordergrund, wie zuverlässig und genau die Modellrechnung im Bereich nahe dem Bruchzustand ist und mit welchen Modellierungsarten die besten Ergebnisse zu

erwarten sind. Wichtige Erkenntnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Das bei Stahlbeton unter dynamischen Kräften im nichtlinearen Bereich meistens angewandte Verfahren mit der Finite-Element-Methode führt noch nicht zur gewünschten Genauigkeit, da Erfahrungen mit den gewählten nichtlinearen Materialgesetzen noch fehlen.
- Derzeit sind nichtlineare, dynamische Modelle für das Erfassen des Bruchverhaltens von gedruckten Stahlbetontragwänden in der Praxis noch zu aufwendig.

Für die bestehenden Kernkraftwerke in der Schweiz bestätigt diese Studie, dass die bisherigen Erdbebenberechnungen für die Bauwerke mit gedruckten, stark bewehrten Tragwänden auf der sicheren Seite liegen. Dies kann bei künftigen Nachrechnungen und Sicherheitsanalysen berücksichtigt werden. Eine weitere Anwendung der Erkenntnisse aus diesem Projekt ergibt sich auch im Falle von festgestellten oder vermuteten Schwächungen des Tragwerkes im Rahmen der Alterungsüberwachung.

Das Projekt wurde 1997 mit einem umfassenden Schlussbericht erfolgreich abgeschlossen.

## **12.11 Schweizer Beitrag am NESC1-Projekt über «Pressurized Thermal Shock»; Basler und Hofmann, Zürich**

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

Die NESC (Network for Evaluation of Steel Components) hat ein internationales Projekt mit dem Ziel gestartet, Thermoschocks 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 die Praxis umzusetzen.

Im vergangenen Forschungsjahr wurde der Beitrag der Schweiz planmässig ausgeführt und die Vorausrechnungen des Versuches abgeschlossen und dokumentiert. Das Experiment bei AEA (England) wurde erfolgreich durchgeführt. Die Auswertungen des Versuchs werden zurzeit in verschiedenen Laboratorien vorgenommen. Ein Schlussbericht wird Mitte 1998 erwartet.

## **12.12 Melt-Structure-Water Interactions During Severe Accidents in LWR; Royal Institut of Technology, Stockholm, Schweden**

Das Forschungsprojekt wird beim Royal Institute of Technology in Stockholm durchgeführt und von sechs Organisationen finanziert. Neben der HSK unterstützen die amerikanische (US-NRC) und die schwedische Sicherheitsbehörde (SKI) sowie verschiedene nordische Kraftwerksbetreiber das Projekt. Teile des Projektes werden auch von der EU mitgetragen.

Die Arbeiten im vergangenen Forschungsjahr konzentrierten sich auf folgende Teilgebiete:

- Wärmebelastung des Druckbehälterbodens durch die Kernschmelze: Damit soll geklärt werden, (1) wie der RDB versagt und (2) ob ein RDB-Versagen allein durch eine Aussenkühlung verhindert werden kann. Es wurde ein Simulationscode entwickelt, mit dem die Auswirkung der Schmelze auf Behälterboden und -wand berechnet werden kann.
- Wasser-Schmelze-Wechselwirkung beim Ausfliessen der Schmelze aus dem Druckbehälter: Diese Arbeiten liefern einen wichtigen Beitrag zur kontrovers geführten Diskussion über die Möglichkeit und Wirkung von Dampfexplosionen nach dem Versagen des Druckbehälters. Die Untersuchungen konzentrieren sich auf die Fragmentierung der Schmelze und werden sowohl experimentell als auch mit analytischen Modellen durchgeführt.
- Lokales Versagen des Druckbehälters: Ein RDB-Versagen kann im Bereich von Durchführungen im RDB-Bodens stattfinden, da solche Stellen festigkeitsmässig gewisse Schwachstellen darstellen. Die Frage stellt sich dann, wie eine solche RDB-Öffnung im Bodenbereich sich aufweitet, 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 (zwar unwahrscheinlichen) Dampfexplosion und des «Direct Containment Heatings» wesentlich bestimmt werden.
- Schmelzeverteilung und -kühlung im Containment: Diese Arbeiten umfassen das Verhalten der Kernschmelze nach dem RDB-Versagen, d.h. deren Verteilung auf dem Containmentboden und die Kühlbarkeit der Schmelze. Experimentell wird untersucht, wie und wie weit eine flüssige Schmelze auf dem Containmentboden fliesst bevor sie

erstart. Wichtige Eingabegrößen sind dabei der Zustand des Containmentbodens (nass oder trocken), die Temperatur der Schmelze, die Schmelzemenge und die Temperatur des Kühlwassers.

### **12.13 Mitarbeit im OECD-Halden Reactor Project auf dem Gebiet der Software Verifikation und Validation; Halden, Norwegen**

Die HSK hat einen diplomierten Informatiker ETH in die Projektgruppe «Software Validierung und Verifikation» im OECD-Halden Reactor Project delegiert, mit dem Ziel, einerseits Erfahrungen und Kompetenz im Bereich der formalen Software-Entwicklung zu sammeln und andererseits diese Erkenntnisse später auch praktisch umzusetzen.

Im vergangenen Jahr wurden Werkzeuge und Methoden für die formale Software-Entwicklung evaluiert und in einem konkreten Projekt angewendet. Dabei konnten erste Erkenntnisse über die praktische Anwendung formaler Methoden gesammelt werden.

### **12.14 Forschungsprogramm Phebus; Institut de Protection et de Sûreté nucléaire, Frankreich**

Im Juli 1997 unterzeichnete das Bundesamt für Energie einen Vertrag mit dem Institut de Protection et de Sûreté nucléaire (IPSN), um dem internationalen Forschungsprogramm Phebus FP, das experimentell den Ablauf eines Kernschmelzunfalles untersucht, beizutreten. Es geht in den Phebus-Experimenten darum, die Verkettung der wesentlichen physikalischen und chemischen Prozesse bei einem schweren Unfall in verkleinertem Massstab nachzuvollziehen. Von Interesse sind insbesondere das Schmelzen des Brennstoffes, die Freisetzung von Jod, die Verteilung und das Abscheidungsverhalten des Jods wie auch die Wasserstoffproduktion. Die aktive Mitwirkung des PSI, als schweizerische nationale Forschungsanstalt, wurde in diesem Vertrag fest verankert. Damit ist nun diese Forschungsarbeit des PSI auf dem Gebiet der schweren Unfälle bis zum Jahre 2002 in ein internationales Projekt eingebunden.

### **12.15 Projekt «Energy Amplifier» von Prof. C. Rubbia**

Der «Energy Amplifier» von Prof. C. Rubbia soll eine mit flüssigem Blei gekühlte, schnelle, unterkritische Spaltstoffanordnung und einen Beschleuniger zur Erzeugung von Spallationsneutronen umfassen. Die unterkritische Spaltstoffanordnung und der Beschleuniger ermöglichen zusammen die Aufrechterhaltung einer Kettenreaktion der Kernspaltung. Es sollen rund 10000 Tonnen Blei bei einer minimalen Betriebstemperatur von 400 Grad Celsius eingesetzt werden. Um einen Naturumlauf des flüssigen Bleis zur Kühlung des Brennstoffs zu erzielen, sind die Dimensionen des Reaktors beachtlich; die Höhe der Anordnung beträgt rund 30 Meter. Das Projekt des «Energy Amplifier» basiert auf einem Brennstoffzyklus mit Thorium-232 und Uran-233. Für die Beherrschung schwerer Unfälle sind passiv wirkende Sicherheitseinrichtungen vorgesehen.

Die Beurteilung durch eine Expertengruppe der HSK zuhanden des BFE ergab, dass das Konzept des «Energy Amplifier» physikalisch-technisch realisierbar erscheint und dass der «Energy Amplifier» im Vergleich zu heutigen Reaktoren für einige Störfallabläufe ein günstigeres Störfallverhalten aufweist (Reaktivitätsstörfälle, schnelle Leistungstransienten). Die praktische Realisierung eines «Energy Amplifier» ist mit einer Reihe bisher ungeklärter oder nicht ausreichend untersuchter Probleme verbunden. Zu diesen Problemen gehören das Materialverhalten der eingesetzten Werkstoffe, insbesondere deren Wechselwirkung mit dem Kühlmittel Blei bei hohen Temperaturen, die Gewährleistung der erforderlichen Beschleunigerleistung sowie der für einen sicheren Betrieb der Anlage geforderten hohen Zuverlässigkeit des Beschleunigerbetriebes. Auch der «Energy Amplifier» wird nach dem jetzigen Stand der Erkenntnisse nicht ohne Notfallplanung für die Bevölkerung in der Umgebung der Anlage auskommen, da Störfallszenarien identifiziert wurden, die zu Brennstoffschäden und Aktivitätsfreisetzung führen können.

Das Konzept des «Energy Amplifier» versteht sich als Beitrag zur Beseitigung radioaktiver Abfälle (Nuklid-Transmutation). Diese Beseitigung kann vom «Energy Amplifier» nicht grundsätzlich gelöst werden. Seine industrielle Anwendung bedingt den Einstieg in eine komplizierte Wiederaufarbeitungstechnologie (Thorium-Uran-Brennstoffkreislauf) und den Betrieb eines Abklinglagers über mehrere hundert Jahre. Für die Entsorgung der beim Betrieb des «Energy Amplifier» anfallenden grossen Menge kontaminierten Bleis kann noch keine Lösung aufgezeigt werden.

# 13. PSI-Schulen

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

## 13.1 Reaktorschule

Die Reaktorschule dient der theoretischen Grundausbildung und der Fortbildung des Personals 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 sieben ständige Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter sowie zehn Lehrbeauftragte.

Im April 1997 schlossen zwei Kandidaten aus dem Kernkraftwerk Beznau ihre Grundausbildung mit bestandener Prüfung als Kernkraftwerkstechniker TS ab. Gleichzeitig beendeten drei HTL-Ingenieure aus dem Kernkraftwerk Beznau ihre Grundausbildung erfolgreich mit dem Diplomzeugnis für HTL-Ingenieure.

Mit der Übergabe der letzten acht Diplomzeugnisse fand das Verfahren der Rückanerkennung für Absolventen von Operateurkursen im April 1997 seinen Abschluss. In den Jahren 1992 bis 1997 erlangten insgesamt 68 Kandidaten nachträglich den Titel Kernkraftwerkstechniker TS.

Im Juni 1997 begann der elfte Kurs für Reaktoringenieure, der bis zum April 1998 dauern wird. Drei HTL-Ingenieure aus dem Kern-

kraftwerk Beznau absolvieren in diesem Kurs ihre theoretische Grundausbildung.

In vier Repetitionskursen vertieften insgesamt 45 Teilnehmer aus dem Kernkraftwerk Leibstadt ihre Kenntnisse auf dem Gebiet der Elektrotechnik.

## 13.2 Schule für Strahlenschutz

Die Schule für Strahlenschutz des PSI bietet seit vielen Jahren behördlich anerkannte Kurse aller Stufen an. Im Berichtsjahr haben rund 3000 Kursteilnehmer Lehrveranstaltungen im Fach Strahlenschutz besucht, von denen 77% aus den Fachbereichen Medizinische Berufe und Notfallorganisationen stammen. Erstmals wurden Ausbildungskurse für Ärzte, die eine Bewilligung zum Betrieb von Röntgenanlagen anstreben, und für Gymnasiallehrer durchgeführt. An der Schule für Strahlenschutz unterrichteten 1997 fünf vollamtliche Lehrer.

Im Aufsichtsbereich der HSK wurden ca. 20 verschiedene Kurse mit einer Gesamtzahl von rund 470 Teilnehmern durchgeführt. Erwähnenswert ist, dass auch 18 Mitarbeiter der HSK von einer dieser Strahlenschutz-Ausbildungen profitieren konnten. Jeweils ca. 200 Kursteilnehmer stammten von den KKW bzw. vom PSI. Der Lehrstoff wurde wie üblich der Anwendungsrichtung (wie z.B. Messtechnik, Feuerwehr, Transportwesen, Laborarbeit etc.) angepasst.

# 14. Internationales

## 14.1 «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 mit ihren Richtlinien versucht, eine gewisse Vereinheitlichung dieser Methoden zu veranlassen. Mit der Zeit haben sich daraus Basisanforderungen entwickelt, welche als Basis für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken angesehen werden. Diese Anforderungen wurden von der IAEA zusammenfassend als «Safety Fundamentals» in Nr. 110 ihrer «Safety Series» formuliert und als Empfehlungen veröffentlicht. Sie wurden schliesslich in der sogenannten «Nuclear Safety Convention» als verbindlich erklärt. Dieses Abkommen ist seit September 1994 zur Unterzeichnung und Ratifizierung durch die Staaten offen.

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 eidgenössischen Räten ratifiziert worden war. Das Übereinkommen verpflichtet die teilnehmenden Länder zur Verwirklichung der geforderten Massnahmen und zur periodischen Berichterstattung über den Zustand der implementierten Programme.

Die Vertreter der teilnehmenden Staaten, darunter die Schweiz, die das Abkommen bereits ratifiziert hatten, haben sich im April 1997 für die im Artikel 22 vorgesehene vorbereitende Sitzung getroffen. Dabei haben sie folgende Dokumente verabschiedet: die Richtlinie zur Erstellung der im Artikel 5 definierten nationalen Berichte, die Richtlinie zur Überprüfung dieser Berichte und die Verfahrensregeln für die erste Überprüfungssitzung gemäss Artikel 21. Zudem haben sie drei Termine festgelegt: den 12. April bis 2. Mai 1999 für die erste Überprüfungskonferenz, den 29. September bis 2. Oktober 1998 für die erste organisatorische Sitzung und den 29. September 1998 für die Zustellung der nationalen Berichte.

Die meisten der in der «Nuclear Safety Convention» 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 und in der HSK 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 Energie zur Diskussion.

## 14.2 Waste Convention

1995 begann eine internationale Expertengruppe den Text für ein Übereinkommen über die sichere Entsorgung der radioaktiven Abfälle zu erarbeiten. Eine Mehrheit der Experten war sich einig, dass neben den radioaktiven Abfällen auch die abgebrannten Brennelemente erfasst werden sollten. So wurde der Anwendungsbereich des Übereinkommens entsprechend erweitert. Ziele des gemeinsamen Übereinkommens sind die Erreichung und Beibehaltung eines weltweit hohen Sicherheitsstandes, die Gewährleistung wirksamer Abwehrvorkehrungen gegen eine mögliche Gefährdung in allen Stufen der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle sowie die Verhütung von Unfällen.

Der definitive Text des «Gemeinsamen Übereinkommens über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle» wurde im September 1997 im Rahmen einer diplomatischen Konferenz in Wien verabschiedet. Die Schweiz hat das gemeinsame Übereinkommen anlässlich der 41. Ordentlichen Generalversammlung der IAEA am 29. September unter Vorbehalt der Ratifikation durch das Parlament unterzeichnet.

## 14.3 Bilaterale Kontakte mit dem Ausland

### 14.3.1 Deutschland

Die Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen

(DSK) hielt im Oktober 1997 ihre 15. Sitzung in Heidelberg ab. Dabei haben die beiden Delegationen einander über die wichtigsten gesetzlichen Änderungen, Tätigkeiten und Ereignisse ausführlich informiert. Ferner revidierte die DSK die Mandate ihrer vier Arbeitsgruppen: 1. Anlagensicherheit, 2. Notfallschutz, 3. Strahlenschutz und 4. Entsorgung. Jede bilaterale Arbeitsgruppe hält normalerweise jährlich eine Sitzung ab, bei welcher folgende Themen erörtert werden: Vorkommnisse, Erfahrungen, neue Regelwerke und Richtlinien, Vorgehen bei der Aufsicht, neue Herausforderungen, Notfallübungen, harmonisierte Konkretisierung von internationalen Empfehlungen, Austausch von Daten, Interpretation von Messungen etc.

Kontakte zwischen der bayerischen Aufsichtsbehörde (Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen - BStMLU) und der HSK gibt es schon seit einiger Zeit. Im April 1997 fand ein zweitägiger Informationsaustausch zwischen den beiden Behörden sowie dem für Bayern zuständigen Gutachter TÜV ET (TÜV Energie und Systemtechnik) in München statt. Die zentralen Themen waren: 1. Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ), 2. Ganzheitliche Überwachung von Kernkraftwerken, 3. Human Factor als Gesamtkonzept und 4. Datenerfassung für Anlagenüberwachung und Zuverlässigkeitsanalysen. Ein gegenseitiger Informationsaustausch soll nun mindestens einmal jährlich stattfinden.

#### 14.3.2 Frankreich

Die «Commission Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires» (CFS) hielt im Juni 1997 ihre 8. Sitzung in Genf ab. Die beiden Delegationen tauschten insbesondere über Sicherheitskultur, rechnerbasierte Leittechnik, Abbrandgrenzwerte von Brennelementen, Inspektionen, Ereignisse, Alterungsüberwachung und Entsorgung Informationen aus. Die französischen Vertreter berichteten über die Entscheide bezüglich SUPERPHENIX. Um die gegenseitige Informationen über Inspektionen zu ergänzen und zu vertiefen, wurde beschlossen, zu bestimmten Inspektionen einer Kernanlage in dem einen Land Inspektoren des anderen Landes zu integrieren. Im Jahre 1998 sollen solche gemeinsamen Inspektionen organisiert und erstmals durchgeführt werden.

Vertreter der Schweiz konnten im Oktober 1997 eine Gesamtnotfallübung mit einem Störfallszenario im Kernkraftwerk Fessenheim bei der Präfektur des Departementes Haut-Rhin in Colmar im Elsass (F) und beim Regierungspräsidium in Freiburg im Breisgau (D) mitverfolgen.

#### 14.3.3 USA

Um die bewährte, gute Zusammenarbeit zwischen den Sicherheitsbehörden der USA und der Schweiz zu fördern wurde im September 1997 die Vereinbarung zwischen der US Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und dem Bundesamt für Energie für weitere fünf Jahre verlängert. Der Umfang der Vereinbarung beinhaltet:

- Technischer Informationsaustausch im Zusammenhang mit der Regulierung, Aufsicht über die nukleare Sicherheit und Entsorgung, Umweltverträglichkeitsprüfung der Kernanlagen sowie mit dem Forschungsprogramm für nukleare Sicherheit
- Gemeinsame Projekte im Bereich der Regulierung und Sicherheitsforschung
- Austausch von Mitarbeitern der Behörden über eine längere Periode, um den Erfahrungsaustausch und die Information zu erweitern

#### 14.3.4 Russland

Die Ziele des Projekts SWISRUS bestehen einerseits darin, russische Fachleute in der Methodik der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) auszubilden und andererseits mit dieser Methode die Sicherheit des russischen Kernkraftwerks Novovoronezh-5, einer 1000 MWe Druckwasseranlage, einzuschätzen. Die Arbeit wird von Spezialisten des «Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS)» in Moskau in enger Zusammenarbeit mit dem Betreiber des Kernkraftwerks durchgeführt. Das Projekt wird von der Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit (DEZA) des EDA finanziert und von der HSK geleitet.

In einer ersten Projektphase wurde eine PSA-Studie für sogenannte intern ausgelöste Ereignisse durchgeführt. Die Studie ist abgeschlossen und die Ergebnisse sind in einem umfassenden Bericht dokumentiert. Die Studie und die Ergebnisse wurden Ende Oktober 1997 anlässlich einer Pressekonferenz in Bern der Öffentlichkeit vorgestellt. Gemäss dieser Studie ist für die Anlage Novovoronezh-5 mit einer Kernschadenshäufigkeit von  $>10^{-3}$  pro Jahr für intern ausgelöste Ereignisse zu rechnen. Dieses Ergebnis ist im Vergleich zu Leichtwasserreaktoren westlicher Bauart relativ hoch, sind die Werte für diese Anlagen doch meist kleiner als  $10^{-4}$  pro Jahr und für die schweizerischen Anlagen liegen die gerechneten Werte im Bereich von  $\leq 10^{-5}$  pro Jahr.

Aufgrund der Studie haben sich eine Reihe von einfachen Massnahmen zur Sicherheitsverbesserung der Anlage herausgestellt, die, sobald umgesetzt, die Anlagensicherheit verbessern werden. Diese relativ kostengünstigen

Massnahmen könnten eine Verbesserung um etwa den Faktor 5 bis 10 bringen, d. h. die Kernschadenshäufigkeit dürfte dann für die Anlage Novovoronezh im Bereich von ca.  $5 \cdot 10^{-4}$  pro Jahr liegen.

Ein wichtiges Ergebnis der Projektphase I ist die Tatsache, dass es gelungen ist, ein Team engagierter Wissenschaftler aufzubauen, das heute in der Lage ist, PSA-Studien für intern ausgelöste Ereignisse gemäss dem Stand von Wissenschaft und Technik selbständig durchzuführen. Bemerkenswert ist weiter, dass der Betreiber nun über die Stärken und Schwächen seiner Anlage besser Bescheid weiss und aus eigenem Antrieb umgehend die für ihn machbaren Verbesserungen eingeleitet hat. Dieses Bewusstsein über Stärken und Schwächen der eigenen Anlage ist Voraussetzung für wirksame Sicherheitsverbesserungen der Kernanlagen in Russland.

Am 1. Juli 1997 konnte die Projektphase II begonnen werden, die Mitte des Jahres 2000 abgeschlossen werden soll. Sie umfasst folgende Themen:

- Anwendung des PSA-Modells als «tägliches Arbeitswerkzeug» in der Anlage
- PSA-Studie für externe Ereignisse (Erdbeben, externe Überflutung, usw.) sowie Brände und interne Überflutung
- Bewertung der Containmentfunktion bei schweren Unfällen (sogenannte Stufe-2 Analyse)

Mit dem Vorliegen der Ergebnisse der Projektphase II wird das russische Projektteam über alle für eine umfassende Risikoanalyse notwendigen Werkzeuge verfügen, um schliesslich auch das Risiko für die Umgebung einer Kernanlage berechnen zu können.

#### **14.3.5 Slowakei**

Im Rahmen des Projektes SWISSLOVAK (schweizerisch-slowakischen Zusammenarbeit), welches die Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit (DEZA/AZO) finanziert, wurden in der Anfangsphase neu angestellte Mitarbeiter der slowakischen Sicherheitsbehörde in der Sicherheitsanalyse ausgebildet. Die Ausbildung erfolgte sowohl auf dem Gebiet der deterministischen Sicherheitsanalyse als auch im Bereich PSA. Nach einer Grundschulung in der PSA-Level 1 und in der anwendungsorientierten Benützung der Computercodes RELAP5 und MELCOR arbeitete die Gruppe an konkreten anlagespezifischen Problemen.

Die Sicherheitsgruppe wird nun in praktischer Arbeit, nämlich für die regulatorische Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke Bohunice und Mohovce eingesetzt. Die Sicherheitsgruppe hat den Status einer eigenen

Abteilung, die dem Chairman der Sicherheitsbehörde direkt unterstellt ist.

#### **14.3.6 Argentinien**

Im Berichtsjahr wurde von der HSK ein Abkommen über den Informations- und Erfahrungsaustausch mit der argentinischen Sicherheitsbehörde (ARN) unterzeichnet.

# Anhang A

## Tabellen

Tabelle A1	Betriebsdaten der schweizerischen Kernkraftwerke 1997 .....	80
Tabelle A2	Bestand an lizenziertem Personal und Gesamtbelegschaft in den Kernkraftwerken Ende 1997 .....	81
Tabelle A3	Klassierte Vorkommnisse 1997 .....	82
Tabelle A4a	Zusammenstellung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung für das Jahr 1997 und die daraus resultierenden Dosen für Einzelpersonen der Bevölkerung .....	83
Tabelle A4b	Abgaben der schweizerischen Kernkraftwerke in den letzten fünf Jahren im Vergleich mit den Abgabelimiten .....	86
Tabelle A5a	Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke .....	87
Tabelle A5b	Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke und Forschung .....	88
Tabelle A6a	Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke .....	89
Tabelle A6b	Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke und Forschung .....	90
Tabelle A7	Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Anzahl Personen nach Alter und Geschlecht, Kraftwerke und Forschung, Eigen- und Fremdpersonal .....	91
Tabelle A8	Verteilung der Extremitätendosen 1997, Kraftwerke und Forschung .....	92
Tabelle A9	Inkorporationen und Folgedosis $E_{50}$ , 1997, Kraftwerke und Forschung .....	93
Tabelle A10a	Verteilung der Lebensalterdosen des Eigenpersonals, 1997, Kraftwerke und Forschung .....	94
Tabelle A10b	Altersverteilung der Lebensalterdosen des Eigenpersonals, 1997, Kraftwerke und Forschung .....	94
Tabelle A11	Radioaktive Abfälle in den Kernkraftwerken und im PSI (inklusive Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung. Volumen in m <sup>3</sup> ) .....	95

## Figuren

Figur A1	Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung 1988–1997 .....	96
Figur A2	Meldepflichtige, klassierte Vorkommnisse, 1988–1997 .....	97
Figur A3	Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (Scrams) 1988–1997 .....	98
Figur A4	Brennstabschäden (Anzahl Stäbe) 1987–1997 .....	99
Figur A5	Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kraftwerke, 1980–1997 .....	100
Figur A6	Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kernanlagen, 1969–1997 .....	101
Figur A7	Anzahl der Jahresindividualdosen (Ganzkörper) > 20 mSv, Kraftwerke, 1984–1997 .....	102
Figur A8	Mittlere Jahresindividualdosen [mSv] der Kraftwerke, 1980–1997 .....	103
Figur A9	Anzahl der Personen mit Lebensalterdosen > 200 mSv, Kraftwerke, 1980–1997 .....	104
Figur A10	Errechnete Dosis für die meistbetroffene Person (Erwachsener) in der Umgebung der Kernkraftwerke, 1977–1997 .....	105
Figur A11	Ortsdosisleistung der MADUK Sonden im Jahre 1997 .....	106

<b>Anhang B</b> .....	108
-----------------------	-----

## Tabelle A1

### Betriebsdaten der schweizerischen Kernkraftwerke 1997

	KKB I	KKB II	KKM	KKG	KKL
Thermisch erzeugte Energie [GWh]	8491	9853	7859	24532	24245
Abgegebene elektrische Nettoenergie [GWh]	2708	3090	2656	7853	7762
Abgegebene thermische Energie [GWh]	103.7	24.9	2.5	143	–
Zeitverfügbarkeit <sup>1</sup> [%]	88.3	99.7	87.6	93.7	89.8
Nichtverfügbarkeit durch Jahresrevision [%]	11.7	–	12.4	6.3	9.7
Arbeitsausnutzung <sup>2</sup> [%]	85.0	98.9	81.8	93.6	86.2
Anzahl ungeplanter Scrams	1	1	1	0	0
Andere ungeplante Abschaltungen	0	0	0	0	1
Störungsbedingte Leistungsreduktionen (>10% P <sub>N</sub> )	1	1	2	0	1

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

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

## Tabelle A2

**Bestand an lizenziertem Personal und Gesamtbelegschaft in den Kernkraftwerken Ende 1997. In Klammern Werte von 1996.**

Funktion	KKB I+II	KKM	KKG	KKL
B-Operateur	17 (20)	13 (12)	9 (6)	16 (21)
A-Operateur	17 (18)	9 (8)	21 (23)	11 (7)
Schichtchef und -Stv.	23 (22)	10 (10)	16 (17)	18 (17)
Pikett- und Betriebsingenieur	10 (10)	8 (7)	12 (12)	10 (10)
Strahlenschutzkontrolleur	5 (4)	6 (6)	5 (5)	9 (9)
Strahlenschutz-Chefkontrolleur	6 (6)	5 (5)	4 (4)	6 (9)
Gesamtbelegschaft	461 (460)	292 (285)	377 (376)	406 (407)

## Tabelle A3

### Klassierte Vorkommnisse 1997

Datum	Anlage	Vorkommnis	Einstufung INES
1.1.1997	KKG	Brennstabschäden	0
23.3.1997	KKB I	Bruch Kleinleitung Ladepumpe	0
1.4.1997	KKM	Unterlassung eines in den Technischen Spezifikationen geforderten Funktionstests	0
27.5.1997	PSI	Kleinbrand von Lösungsmittel in der Metallografiebox des Hotlabors	0
10.6.1997	KKB II	Reparaturzeit bei Ölleckage an NANO-Dieselaggregat, im Einvernehmen mit der HSK, geringfügig überschritten	0
16.6.1997	KKL	erhöhte Korrosion an Brennstäben	1
19.7.1997	KKM	Reaktorschnellabschaltung durch «RDB-Niveau tief» infolge Fehler Speisewasserregelung	0
9.9.1997	KKM	Schaden Notstromdieselaggregat	0
16.9.1997	KKB II	Schaden Notstromdieselaggregat	0
23.9.1997	KKB II	Reaktorschnellabschaltung infolge Ausfalls einer Reaktorhauptpumpe nach Fehlauflösung eines Eigenbedarfstransformators	0
12.11.1997	KKB I	Verletzung der Technischen Spezifikationen wegen fälschlich geschlossener Armatur in einem Notkühlstrang	1
2.12.1997	KKB I	Startversagen einer Rezirkulationspumpe bei Funktionstest	0
3.12.1997	KKB I	Reaktorschnellabschaltung durch tiefes Niveau eines Dampferzeugers infolge Fehlabschaltung der Speisewasserpumpe	0

**Bemerkung:**

Alle oben aufgeführten Vorkommnisse gehören gemäss den HSK-Richtlinien R-15 und R-25 in die Klasse B.

## Tabelle A4a

Zusammenstellung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung für das Jahr 1997 und die daraus resultierenden Dosen für Einzelpersonen der Bevölkerung. (Fussnoten am Ende der Tabelle)

Anlage	Medium	Art der Abgaben	Abgabelimiten (AL) (gem. Reglement) <sup>1</sup>	Tatsächliche Abgaben <sup>2</sup> (±50%)	Berechnete Jahresdosis <sup>3</sup>	
			Bq/Jahr	Bq/Jahr	Erwachsener mSv/Jahr	Kleinkind mSv/Jahr
KKB I + KKB II	Abwasser (36000m <sup>3</sup> )	Nuklidgemisch (ohne Tritium) <sup>4</sup>	4·10 <sup>11</sup>	1,8·10 <sup>9</sup>	<0,001	<0,001
		Tritium	7·10 <sup>13</sup>	1,2·10 <sup>13</sup>	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase <sup>4</sup>	1·10 <sup>15</sup>	2,5·10 <sup>12</sup>	<0,001	<0,001
		Aerosole <sup>5</sup> ohne I-131, Halbwertszeit >8 Tage Iod-131 <sup>4</sup> Kohlenstoff-14 <sup>6</sup>	6·10 <sup>9</sup> 4·10 <sup>9</sup> (nur I-131) –	<0,1% AL 5,6·10 <sup>7</sup> 4,0·10 <sup>10</sup>	<0,001 <0,001 0,0011	<0,001 <0,001 0,0018
KKM	Abwasser (5978m <sup>3</sup> )	Nuklidgemisch (ohne Tritium) <sup>4</sup>	4·10 <sup>11</sup>	3,7·10 <sup>9</sup>	<0,001	<0,001
		Tritium	2·10 <sup>13</sup>	3,2·10 <sup>11</sup>	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase <sup>4</sup>	2·10 <sup>15</sup>	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Aerosole <sup>5</sup> ohne I-131, Halbwertszeit >8 Tage Iod-131 Kohlenstoff-14 <sup>6</sup>	2·10 <sup>10</sup> 2·10 <sup>10</sup> –	<0,1% AL <0,1% AL 2,0·10 <sup>11</sup>	0,0077 <0,001 <0,001	0,0059 <0,001 0,0011
KKG	Abwasser (7358 m <sup>3</sup> )	Nuklidgemisch (ohne Tritium) <sup>4</sup>	2·10 <sup>11</sup>	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Tritium	7·10 <sup>13</sup>	1,4·10 <sup>13</sup>	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase <sup>4</sup> β-total-Messung	1·10 <sup>15</sup>	(<) 2,4·10 <sup>13</sup> (<) 2,1·10 <sup>13</sup>	<0,001	<0,001
		Aerosole <sup>5</sup> ohne I-131, Halbwertszeit >8 Tage Iod-131 Kohlenstoff-14 <sup>6</sup>	1·10 <sup>10</sup> 7·10 <sup>9</sup> –	<0,1% AL 7,3·10 <sup>7</sup> 1,0·10 <sup>11</sup>	<0,001 <0,001 <0,001	<0,001 <0,001 0,0011
KKL	Abwasser (16822 m <sup>3</sup> )	Nuklidgemisch (ohne Tritium) <sup>4</sup>	4·10 <sup>11</sup>	<0,1% AL	<0,001	<0,001
		Tritium	2·10 <sup>13</sup>	1,1·10 <sup>12</sup>	<0,001	<0,001
	Abluft	Edelgase <sup>4</sup>	2·10 <sup>15</sup>	8,5·10 <sup>12</sup>	<0,001	<0,001
		Aerosole <sup>5</sup> ohne I-131, Halbwertszeit >8 Tage Iod-131 Kohlenstoff-14 <sup>6</sup>	2·10 <sup>10</sup> 2·10 <sup>10</sup> –	<0,1% AL 4,3·10 <sup>8</sup> 2,2·10 <sup>11</sup>	<0,001 <0,001 0,0011	<0,001 <0,001 0,0019

**Tabelle A4a (Fortsetzung)**

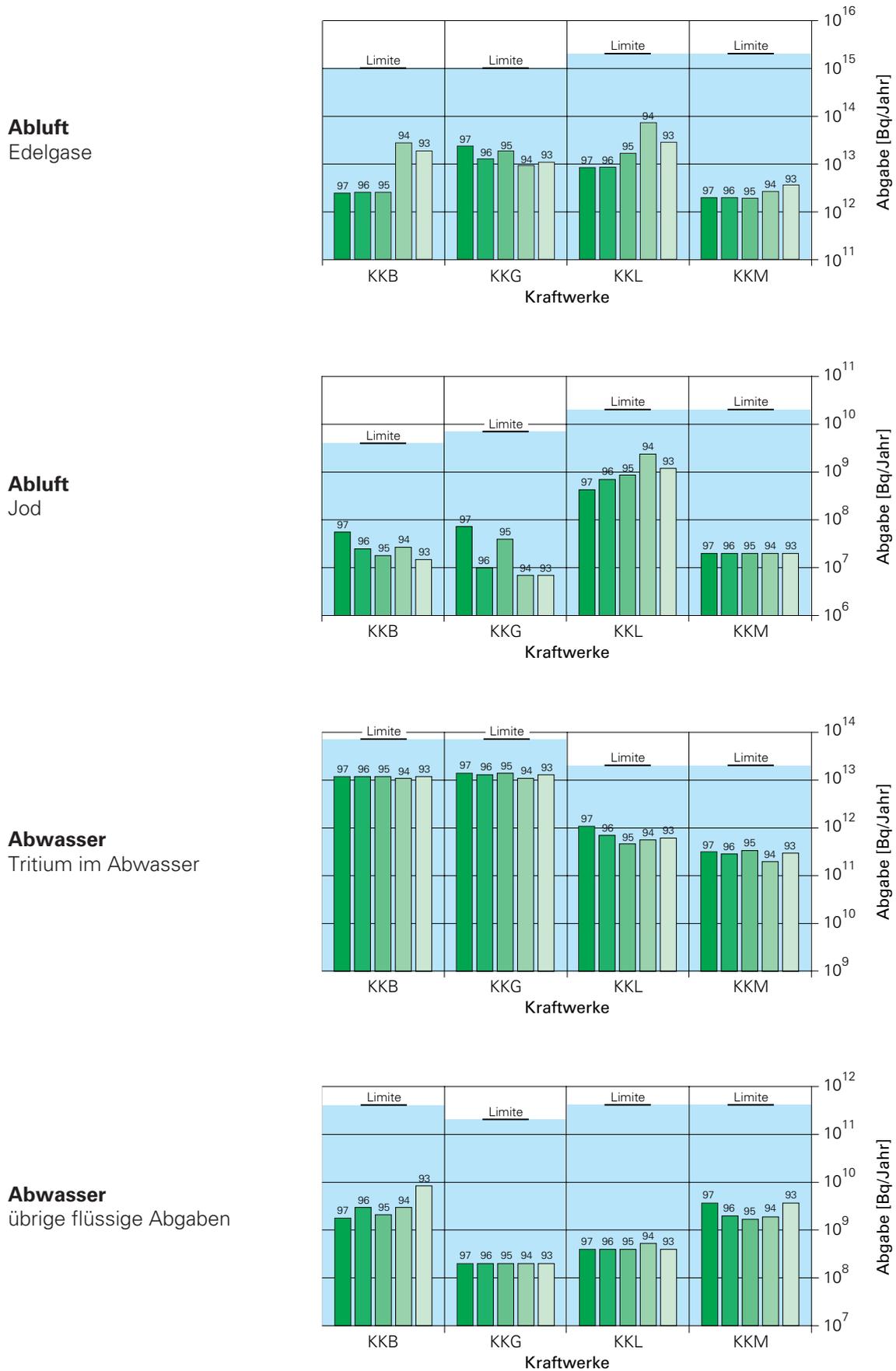
Anlage	Medium	Art der Abgaben	Abgabelimite (AL) <sup>1</sup>			Tatsächliche Abgaben <sup>2</sup> , (±50%)			Berechnete Jahresdosis <sup>3</sup>					
			Bq/Jahr			Bq/Jahr			Erwachsener mSv/Jahr			Kleinkind mSv/Jahr		
PSI-Ost	Abwasser (18560m <sup>3</sup> )	Nuklidgemisch (ohne Tritium) <sup>4</sup>	2·10 <sup>11</sup> (für gesamtes PSI)			<0.1% AL			<0.001			<0.001		
		Tritium	2·10 <sup>13</sup> (für gesamtes PSI)			<0.1% AL			<0.001			<0.001		
	Abluft	Edelgase/Gase (Ar-41-aeq.) <sup>4</sup>	Hochkamin Ost	Verbrennungsanlage	Übrige Ost <sup>7</sup>	Hochkamin Ost	Verbrennungsanlage	Übrige Ost <sup>7</sup>	Hochkamin Ost	Verbrennungsanlage	Übrige Ost	Hochkamin Ost	Verbrennungsanlage	Übrige Ost
		β/γ-Aerosole <sup>5</sup> (ohne Iod, Halbwertszeit >8 Tage)	–	4·10 <sup>12</sup>	5·10 <sup>11</sup>	7.6·10 <sup>9</sup>	–	–	<0.001	–	–	<0.001	–	–
		β/γ-Aerosole <sup>5</sup> (8 Std. <Halbwertszeit <8 Tage)	1·10 <sup>10</sup>	1·10 <sup>9</sup>	1·10 <sup>9</sup>	<0.1% AL	3.1·10 <sup>7</sup>	–	} <0.001	} <0.001	} –	} <0.001	} <0.001	} –
		α-Aerosole	–	–	–	1·10 <sup>8</sup>	–	–						
		Iod (I-131-aeq.) <sup>4</sup>	3·10 <sup>9</sup>	5·10 <sup>7</sup>	2·10 <sup>9</sup>	–	4.1·10 <sup>5</sup>	–	<0.001	<0.001	–	<0.001	<0.001	–
Tritium (tritiertes Wasser)	3·10 <sup>10</sup>	2·10 <sup>9</sup>	2·10 <sup>9</sup>	1.4·10 <sup>8</sup>	4.5·10 <sup>6</sup>	–	<0.001	<0.001	–	<0.001	<0.001	–		
Tritium (tritiertes Wasser)	–	4·10 <sup>12</sup>	2·10 <sup>12</sup>	9.9·10 <sup>10</sup>	2.3·10 <sup>10</sup>	1.9·10 <sup>11</sup>	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	
PSI-West	Abwasser (65m <sup>3</sup> )	Nuklidgemisch (ohne Tritium) <sup>4</sup>	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.) <sup>4</sup>	Zentr. Abluft West	Doppelkamin	Übrige West <sup>7</sup>	Zentr. Abluft West	Doppelkamin	Übrige West <sup>7</sup>	Zentr. Abluft West	Doppelkamin	Übrige West	Zentr. Abluft West	Doppelkamin	Übrige West
		β/γ-Aerosole <sup>5</sup> (ohne Iod und Be-7, T <sub>1/2</sub> >8 Tage)	2·10 <sup>14</sup>	5·10 <sup>12</sup>	2·10 <sup>12</sup>	7.4·10 <sup>13</sup>	1.3·10 <sup>10</sup>	1.5·10 <sup>11</sup>	0.004	<0.001	<0.001	0.004	<0.001	<0.001
		β/γ-Aerosole <sup>5</sup> (8 Std. <Halbwertszeit <8 Tage)	2·10 <sup>8</sup>	5·10 <sup>7</sup>	2·10 <sup>8</sup>	1·10 <sup>7</sup>	<0.1% AL	<0.1% AL	} <0.001	} <0.001	} <0.001	} <0.001	} <0.001	} <0.001
		α-Aerosole	–	–	–	–	–	–						
		Iod (I-131-aeq.) <sup>4</sup>	1·10 <sup>11</sup>	–	–	2.3·10 <sup>9</sup>	–	–	<0.001	–	–	<0.001	–	–
Tritium (tritiertes Wasser)	5·10 <sup>9</sup>	–	1·10 <sup>8</sup>	2.8·10 <sup>8</sup>	–	–	<0.001	–	–	<0.001	–	–		
Tritium (tritiertes Wasser)	6·10 <sup>13</sup>	–	2·10 <sup>12</sup>	8.7·10 <sup>11</sup>	–	4.1·10 <sup>10</sup>	<0.001	–	<0.001	<0.001	<0.001	–	<0.001	

## Tabelle A4a (Fussnoten)

- <sup>1</sup> Abgabelimiten gemäss Bewilligung der jeweiligen Kernanlage. Die **Abgabelimiten** wurden so festgelegt, dass die radiologische Belastung der kritischen Bevölkerungsgruppe in der Umgebung unter 0,2mSv/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.
- <sup>2</sup> 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  $\beta$ -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.
- <sup>3</sup> **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  $3,8 \cdot 10^9$  m<sup>3</sup>/Jahr, in Gösgen  $9,0 \cdot 10^9$  m<sup>3</sup>/Jahr, in Würenlingen (PSI) und in Beznau  $1,8 \cdot 10^{10}$  m<sup>3</sup>/Jahr und des Rheines in Leibstadt  $3,3 \cdot 10^{10}$  m<sup>3</sup>/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.
- <sup>4</sup> 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  $5 \cdot 10^{-8}$  Sv/Bq.  
**Edelgase**: Abgaben in Bq/Jahr normiert auf einen Referenz-CA-Wert von  $2 \cdot 10^5$  Bq/m<sup>3</sup> (für KKW) resp.  $5 \cdot 10^4$  Bq/m<sup>3</sup> (PSI, Argon-41-Äquivalent). Die CA-Werte für die Edelgasnuklide sind dem Anhang 3 der Strahlenschutzverordnung (StSV) entnommen. Ein CA-Wert von  $2 \cdot 10^5$  Bq/m<sup>3</sup> entspricht einem Referenz-Nuklid mit einem Immersions-Dosisfaktor von  $4,4 \cdot 10^{-7}$  (Sv/Jahr)/(Bq/m<sup>3</sup>).  
**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.
- <sup>5</sup> 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.
- <sup>6</sup> 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.
- <sup>7</sup> **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 A4b

Abgaben der schweizerischen Kernkraftwerke in den letzten fünf Jahren im Vergleich mit den Abgabelimiten



## Tabelle A5a

### Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke

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

<sup>1</sup> 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 1997, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke und Forschung**

Dosisverteilung [mSv]	PSI	EPFL	UNI-Basel	Total Forschung <sup>1</sup>	Total KKW E+F	Total KKW und Forschung <sup>2</sup>
0.0–1.0	1079	8	4	1091	2681	3681
> 1.0–2.0	45			46	412	460
> 2.0–5.0	35			35	513	548
> 5.0–10.0	2			2	177	179
> 10.0–15.0					28	28
> 15.0–20.0						
> 20.0–50.0						
> 50.0						
Total Personen	1161	8	4	1174	3811	4896
Mittel pro Person [mSv]	0.3	0.1	0	0.3	1.1	0.9

<sup>1</sup> Diese Spalte enthält eine Person, 1,01mSv Jahresdosis, der Versuchsanlage Lucens.

<sup>2</sup> 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 1997, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke

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

<sup>1</sup> Fremdpersonal, das in mehreren Anlagen eingesetzt wurde, ist hier nur einmal gezählt. Durch die Addition von in verschiedenen Werken akkumulierten Individualdosen **respektive Elimination von mehrfach gemeldeten Individualdosen** verändern sich die Kollektivdosen **geringfügig**.

E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal

**Tabelle A6b****Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke und Forschung**

Dosisverteilung [mSv]	PSI	EPFL	UNI-Basel	Total Forschung <sup>1</sup>	Total KKW E+F	Total KKW und Forschung <sup>2</sup>
0.0–1.0	168.0	0.9	0	168.9	517.8	680.3
> 1.0–2.0	63.5			64.6	612.1	679.4
> 2.0–5.0	108.6			108.6	1618.8	1727.5
> 5.0–10.0	14.1			14.1	1217.2	1231.2
> 10.0–15.0					328.6	328.6
> 15.0–20.0						
> 20.0–50.0						
> 50.0						
Total [Personen-mSv]	355.3	0.9	0	356.2	4294.4	4647.0
Höchste Einzeldosis [mSv]	7.4	0.4	0	7.4	14.2	14.2

<sup>1</sup> Diese Spalte enthält eine Person, 1,1mSv Jahresdosis, der Versuchsanlage Lucens.

<sup>2</sup> Fremdpersonal, das in der Forschung und in den Kraftwerken eingesetzt wurde, ist hier nur einmal gezählt. Durch die Addition von in verschiedenen Anlagen akkumulierten Individualdosen respektive Elimination von mehrfach gemeldeten Individualdosen verändern sich die Kollektivdosen geringfügig.  
E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal;

## Tabelle A7

### Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung 1997, Anzahl Personen nach Alter und Geschlecht, Kraftwerke und Forschung, Eigen- und Fremdpersonal

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

M = Männer, F = Frauen

**Tabelle A8****Verteilung der Extremitätendosen 1997, 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+F	E	F	E+F	E	F	E+F	E	F	E+F		
0–25	8	11	19	3	7	10	2	19	21	11	21	32	24	58	82	102	184
> 25–50					1	1	1	1	2	1	4	5	2	6	8	8	16
> 50–75				1		1							1		1	3	4
> 75–100				1		1							1		1		1
> 100–150																	
> 150–200																	
> 200–250																	
> 250–300																	
> 300–350																	
> 350–400																	
> 400–450																	
> 450–500																	
> 500																	
Total Personen	8	11	19	5	8	13	3	20	23	12	25	37	28	64	92	113	205

E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal

## Tabelle A9

### Inkorporationen und Folgedosis $E_{50}$ , 1997, Kraftwerke und Forschung

Folgedosis $E_{50}$ Dosisverteilung [mSv]	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	E+F		
< = 1.0	280	406	686	278	433	711	347	987	1334	975	2398	3373	1880	4224	6104	415	6519
> 1.0–2.0																	
> 2.0–5.0																	
> 5.0–10.0																	
> 10.0–15.0																	
> 15.0–20.0																	
> 20.0–50.0																	
> 50.0																	
Total Personen	280	406	686	278	433	711	347	987	1334	975	2398	3373	1880	4224	6104	415	6519

Personen, die in der Triagemessung die Triageschwelle nicht überschritten haben, werden in dieser Tabelle im Dosisintervall 0–1,0mSv eingetragen.

## Tabelle A10a

### Verteilung der Lebensalterdosen des Eigenpersonals, 1997, Kraftwerke und Forschung

Dosisverteilung [mSv]	KKB I+II	KKG	KKL	KKM	KKW Total	PSI	KKW + PSI Total
> 100–150	34	17	13	27	91	16	107
> 150–200	25	14	4	23	66	9	75
> 200–250	27	6		17	50	4	54
> 250–300	16	2	1	7	26	1	27
> 300–350	15	1		4	20		20
> 350–400	5			4	9		9
> 400–450	6			3	9		9
> 450–500	4			5	9		9
> 500–550	3			2	5		5
> 550–600	1				1		1
> 600	1				1		1
Total Personen	137	40	18	92	287	30	317

inklusive Personal, das 1997 ausgetreten ist

## Tabelle A10b

### Altersverteilung der Lebensalterdosen des Eigenpersonals, 1997, Kraftwerke und Forschung

Dosisverteilung [mSv]	21–30 Jahre	31–40 Jahre	41–50 Jahre	51–60 Jahre	> 60 Jahre	KKW + PSI Total
> 100–150		15	37	42	13	107
> 150–200		4	27	34	10	75
> 200–250		4	10	32	8	54
> 250–300			11	13	3	27
> 300–350			8	10	2	20
> 350–400				7	2	9
> 400–450			1	7	1	9
> 450–500			2	7		9
> 500–550			2	3		5
> 550–600				1		1
> 600				1		1
Total Personen		23	98	157	39	317

inklusive Personal, das 1997 ausgetreten ist

## **Tabelle A11**

**Radioaktive Abfälle in den Kernkraftwerken und im PSI  
(inklusive Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung. Volumen in m<sup>3</sup>)**

	unkonditioniert		konditioniert <sup>1</sup>	
	Anfall <sup>2</sup>	Bestand <sup>3</sup>	Produktion <sup>2</sup>	Bestand <sup>3</sup>
PSI	91	294	41	756
KKB	122	143	34	911
KKM	135	733	34	308
KKG	37	38	19	228
KKL	267	320	57	1122
Total	652	1528	185	3325

<sup>1</sup> Bei der Konditionierung brennbarer und pressbarer Abfälle findet eine Volumenreduktion statt

<sup>2</sup> Volumen im Berichtsjahr 1997

<sup>3</sup> Volumen in den Lagern der Kernanlagen Ende 1997

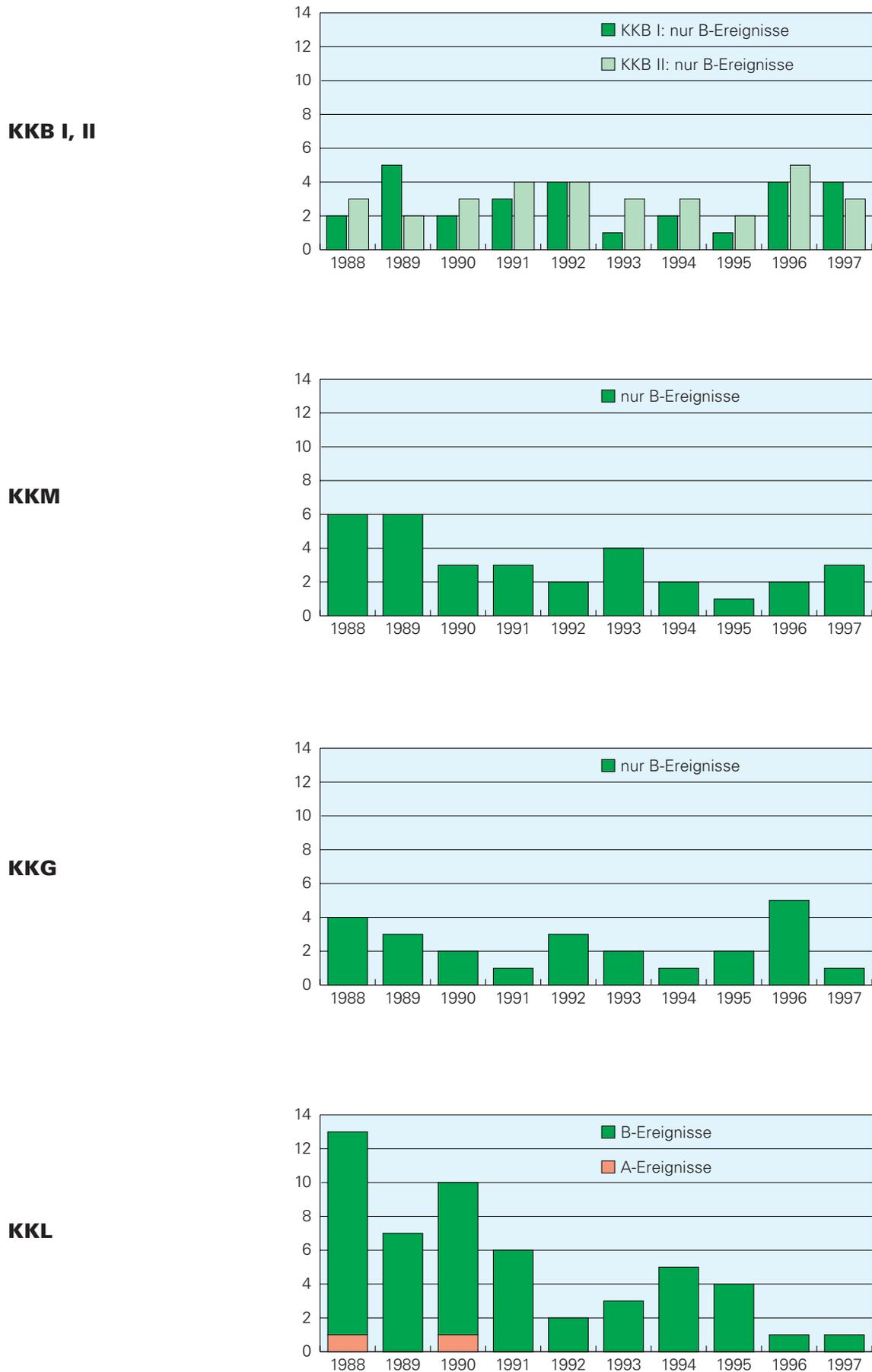
# Figur A1

## Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung 1988–1997 (Angaben in %)



## Figur A2

### Meldepflichtige, klassierte Vorkommnisse, 1988–1997



# Figur A3

## Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (Scrams) 1988–1997



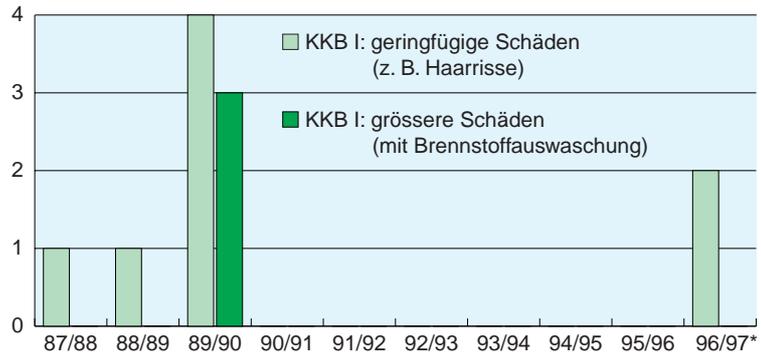
# Figur A4

## Brennstabschäden (Anzahl Stäbe) 1987–1997

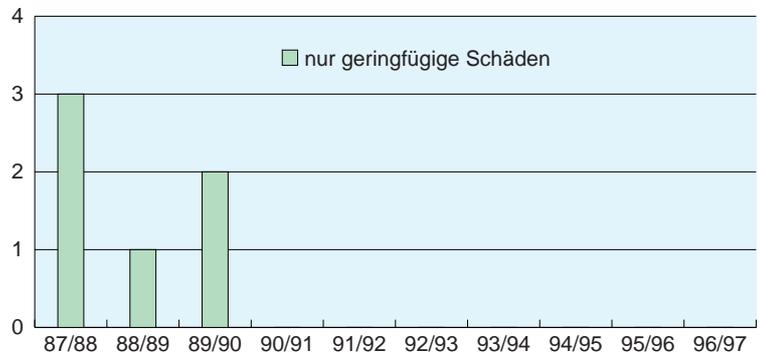
### KKB I

KKB II: keine Schäden

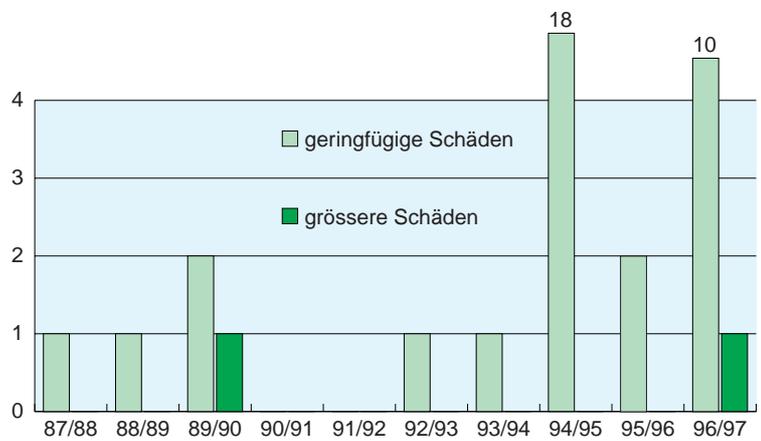
\* Zum Zeitpunkt der Erstellung des Jahresberichtes waren noch weitere Untersuchungen an defektverdächtigen Brennstäben im Gang.



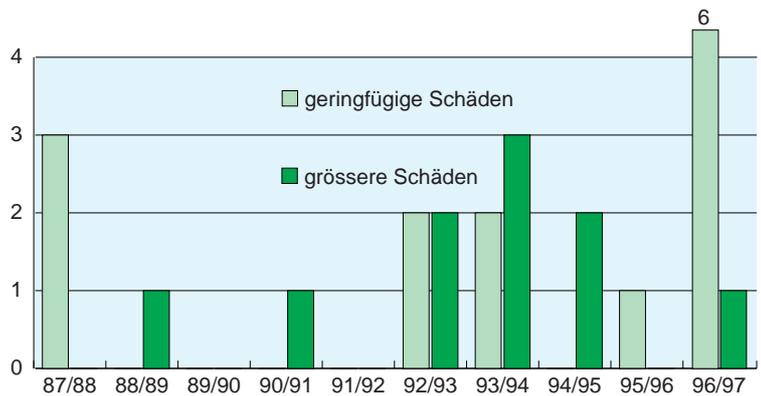
### KKM



### KKG



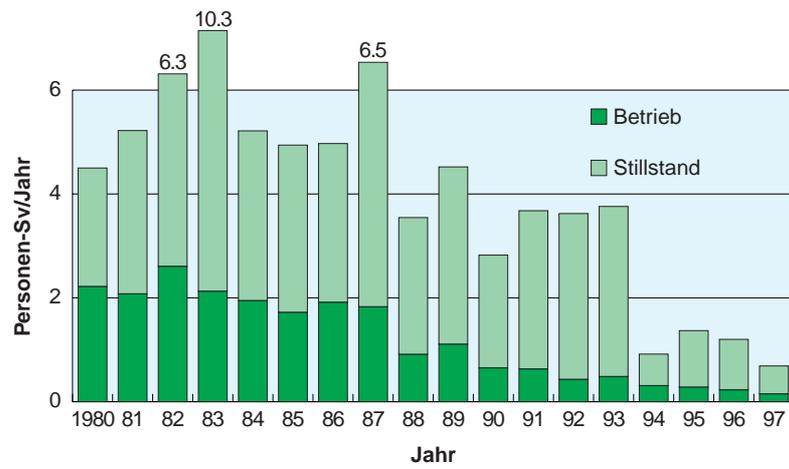
### KKL



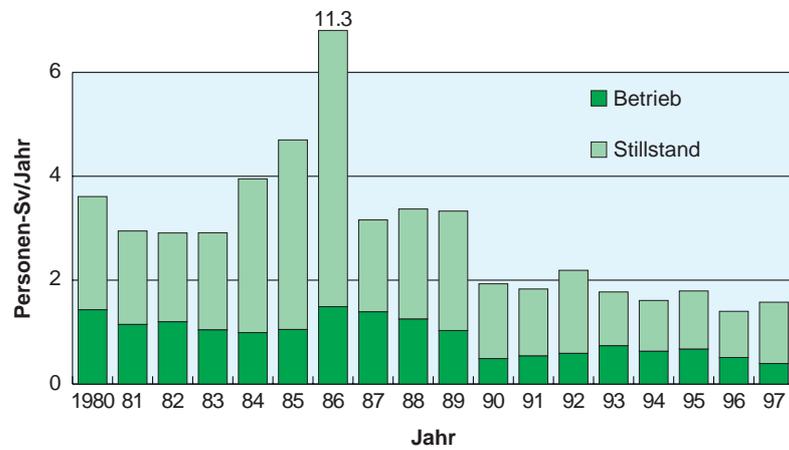
# Figur A5

## Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kraftwerke, 1980–1997

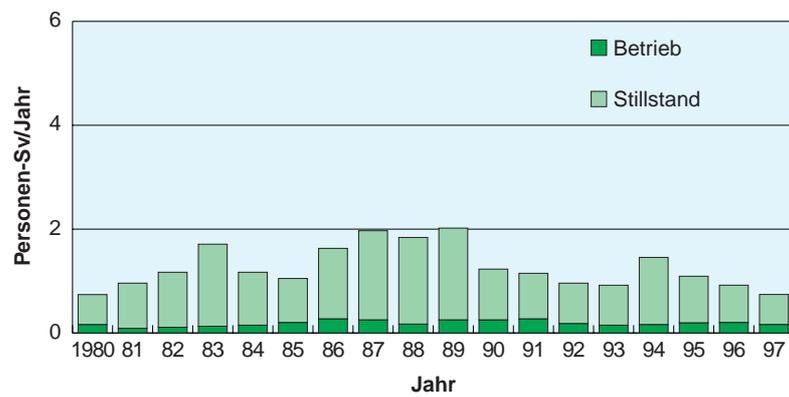
**KKB I, II**



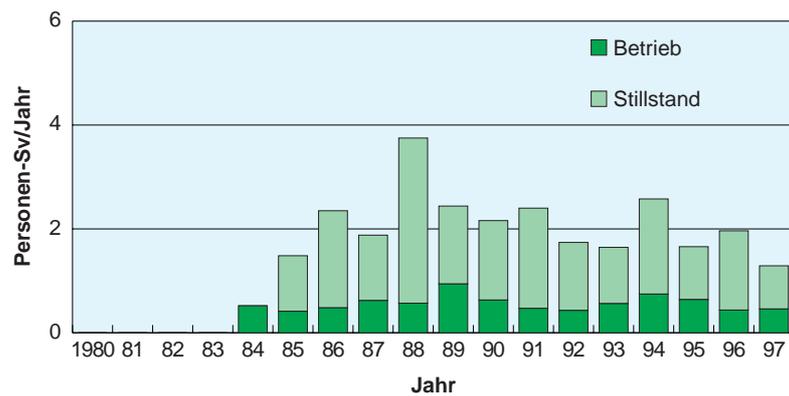
**KKM**



**KKG**

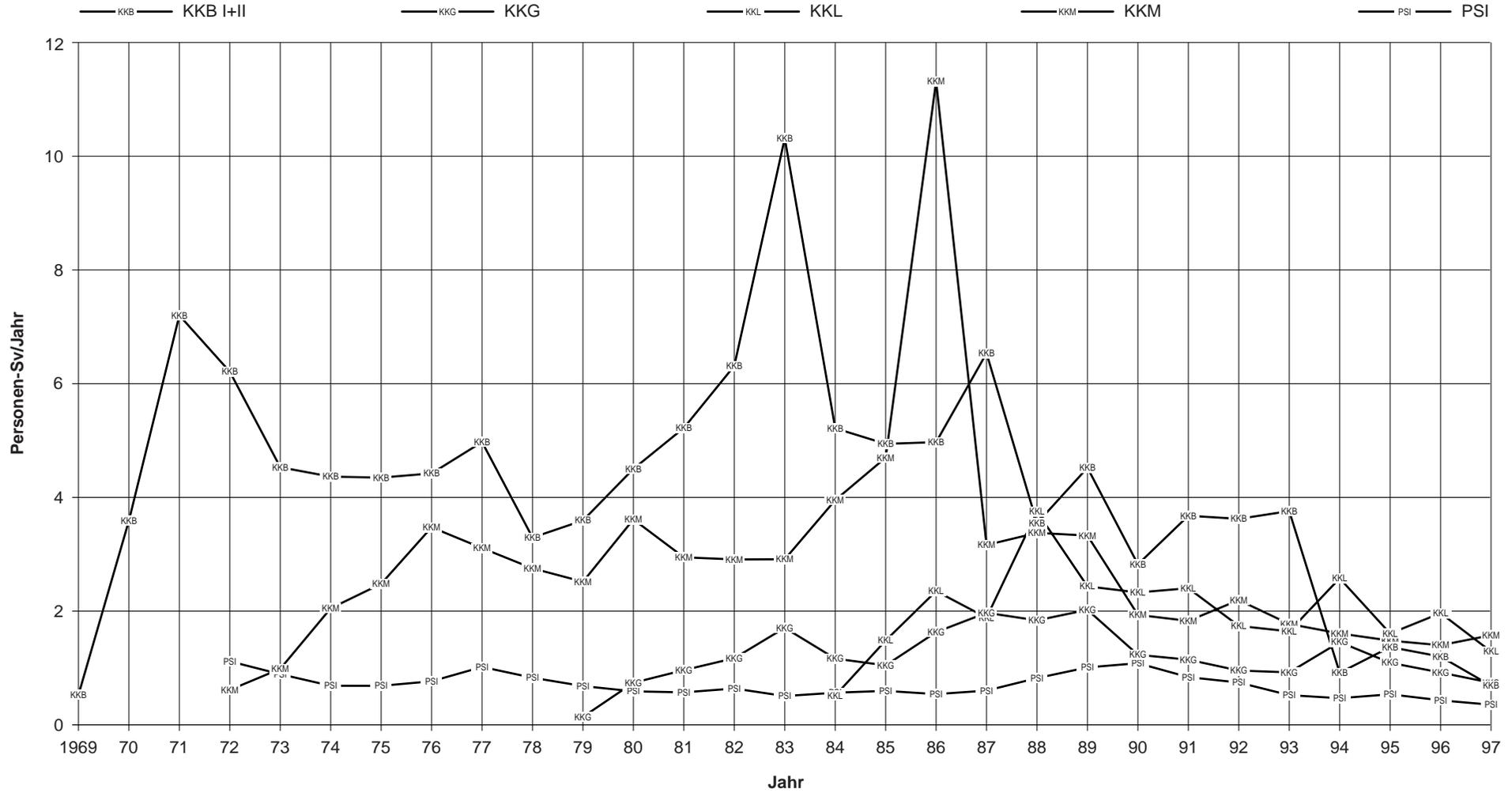


**KKL**



# Figur A6

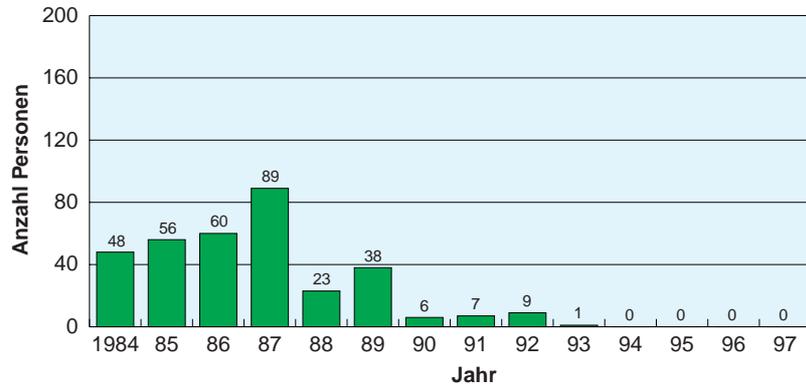
## Jahreskollektivdosen [Personen-Sv/Jahr] der Kernanlagen, 1969–1997



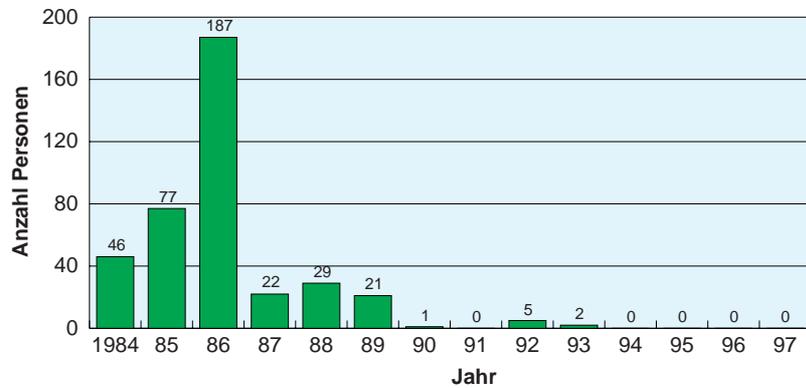
## Figur A7

Anzahl der Jahresindividualdosen (Ganzkörper) > 20 mSv, Kraftwerke, 1984–1997

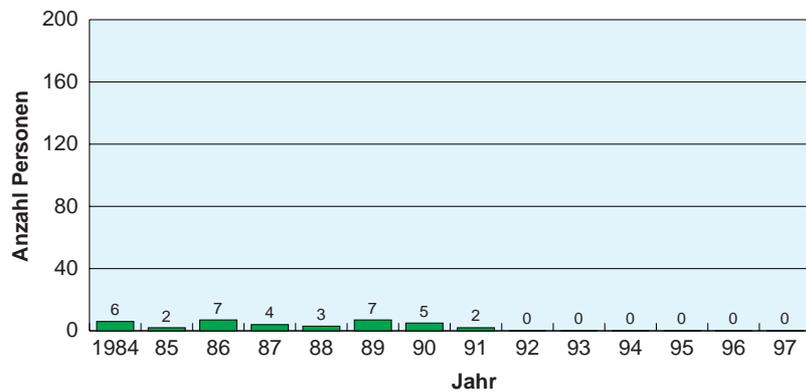
**KKB I, II**



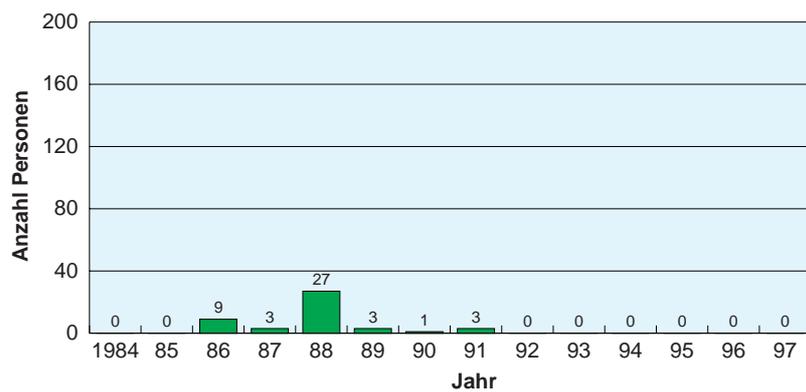
**KKM**



**KKG**



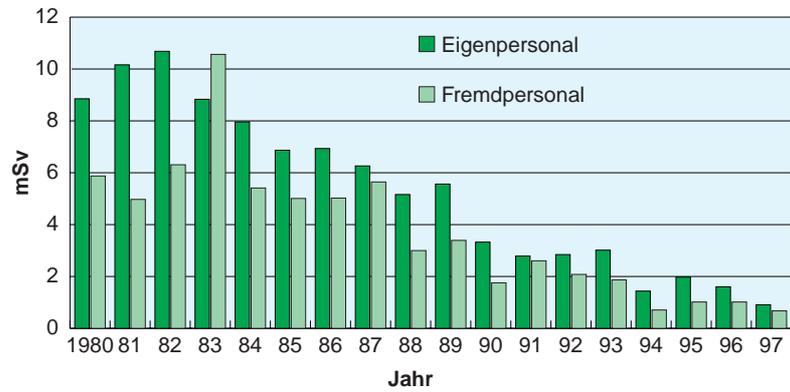
**KKL**



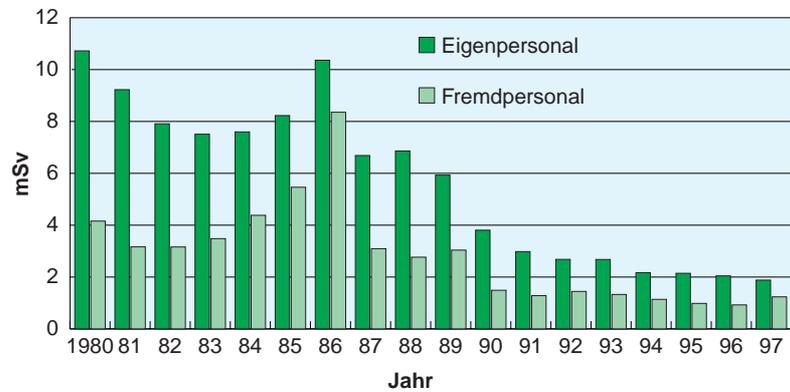
# Figur A8

Mittlere Jahresindividualdosen [mSv] der Kraftwerke, 1980–1997

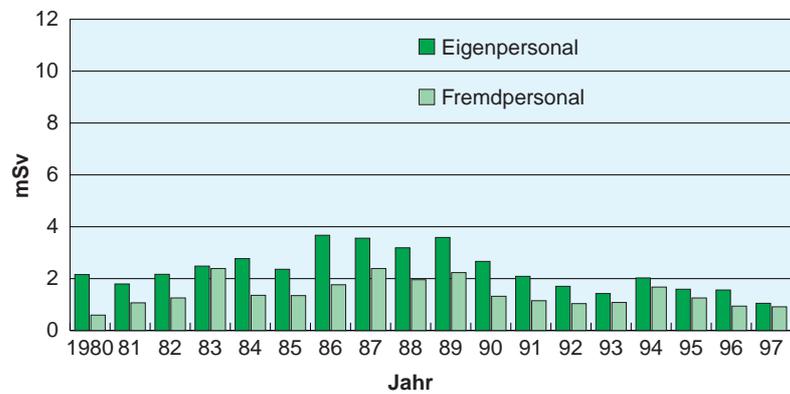
**KKB I, II**



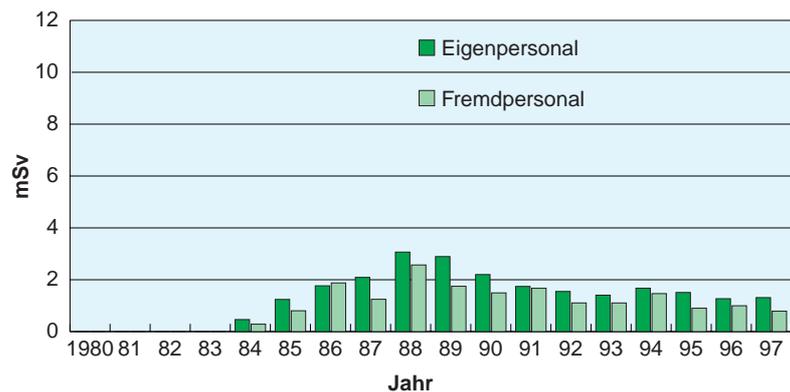
**KKM**



**KKG**



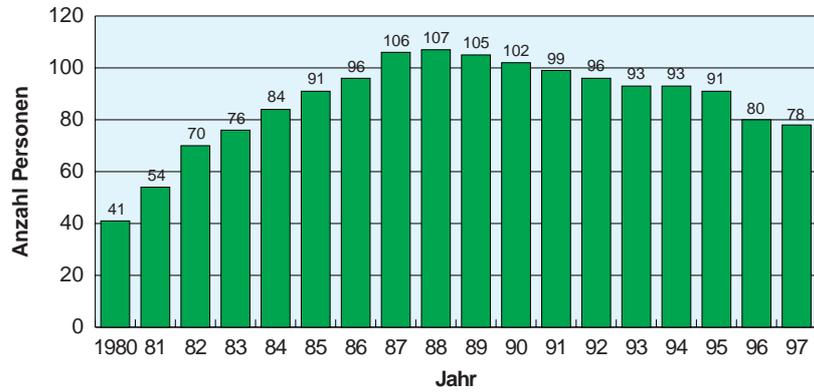
**KKL**



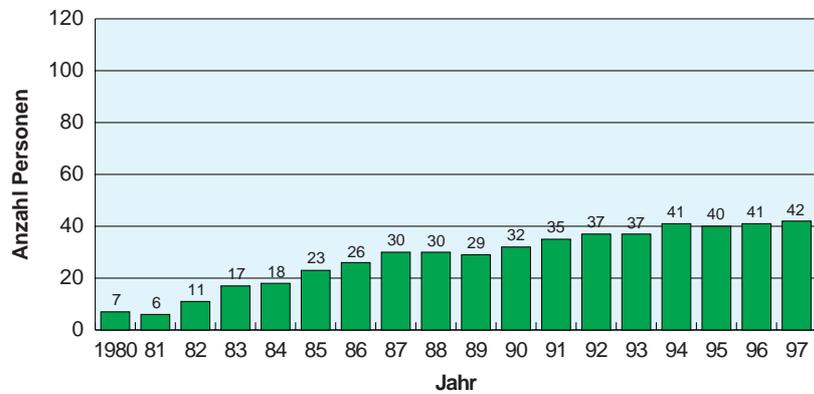
# Figur A9

Anzahl der Personen mit Lebensalterdosen > 200 mSv, Kraftwerke, 1980–1997

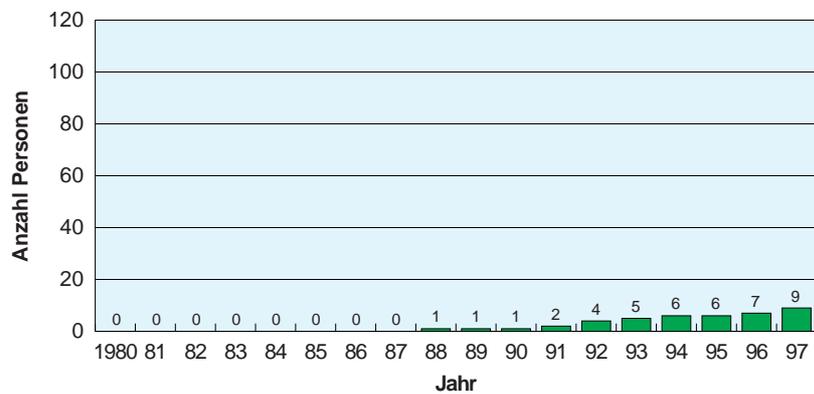
**KKB I, II**



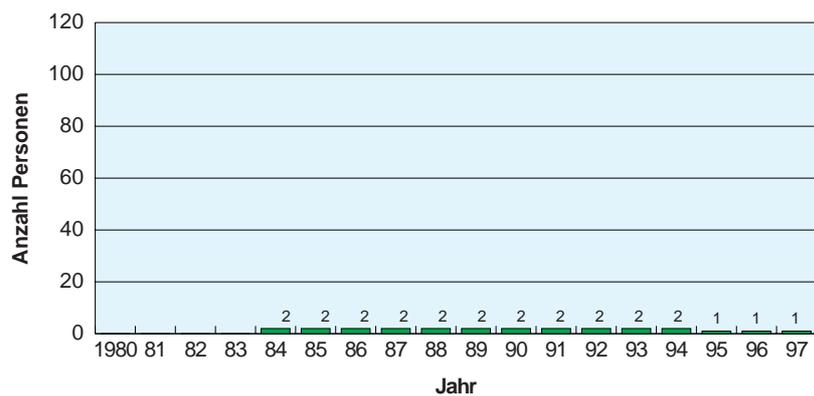
**KKM**



**KKG**

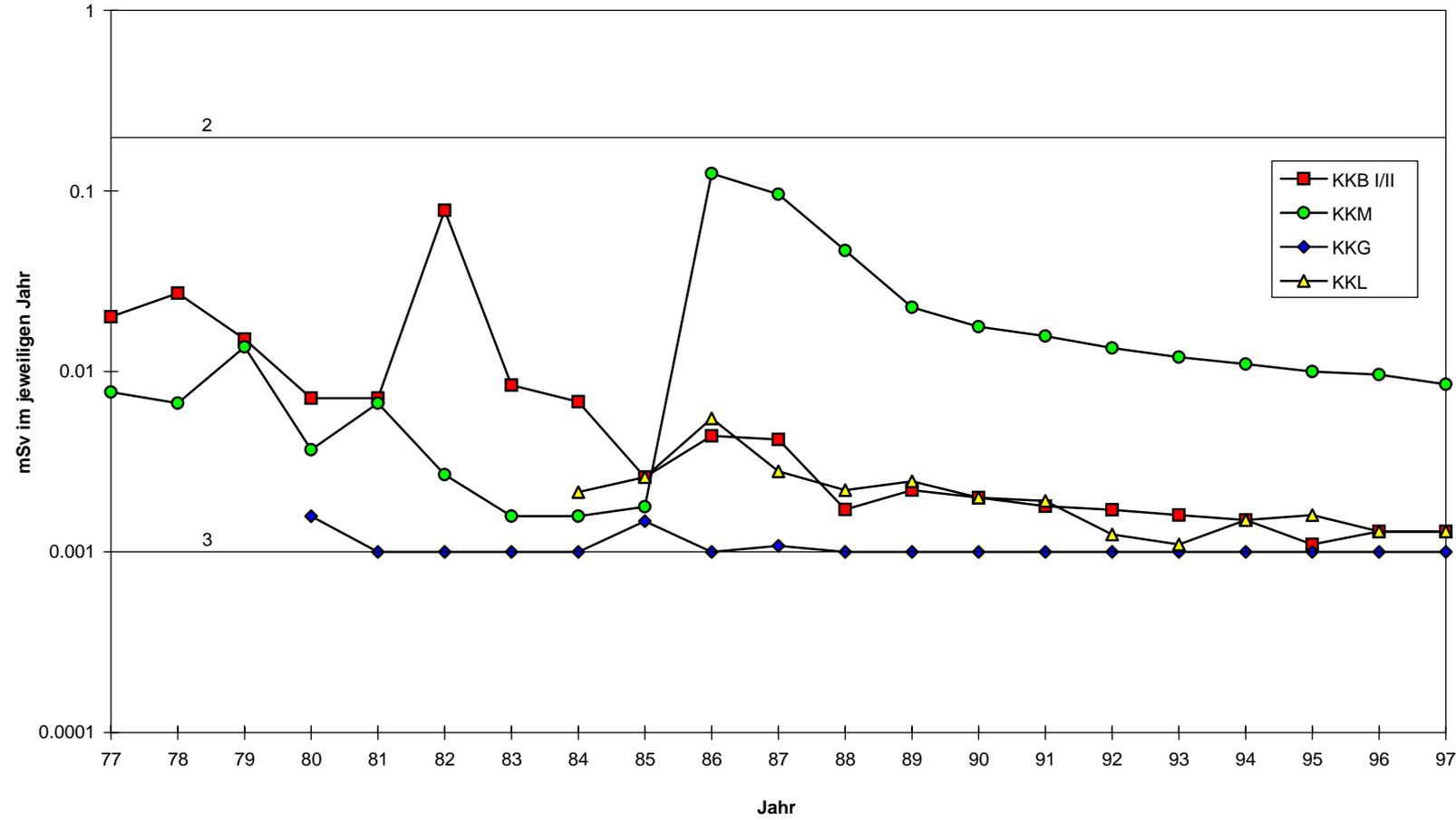


**KKL**



# Figur A10

Errechnete Dosis für die meistbetroffene Person<sup>1</sup> (Erwachsener) in der Umgebung der Kernkraftwerke, 1977–1997



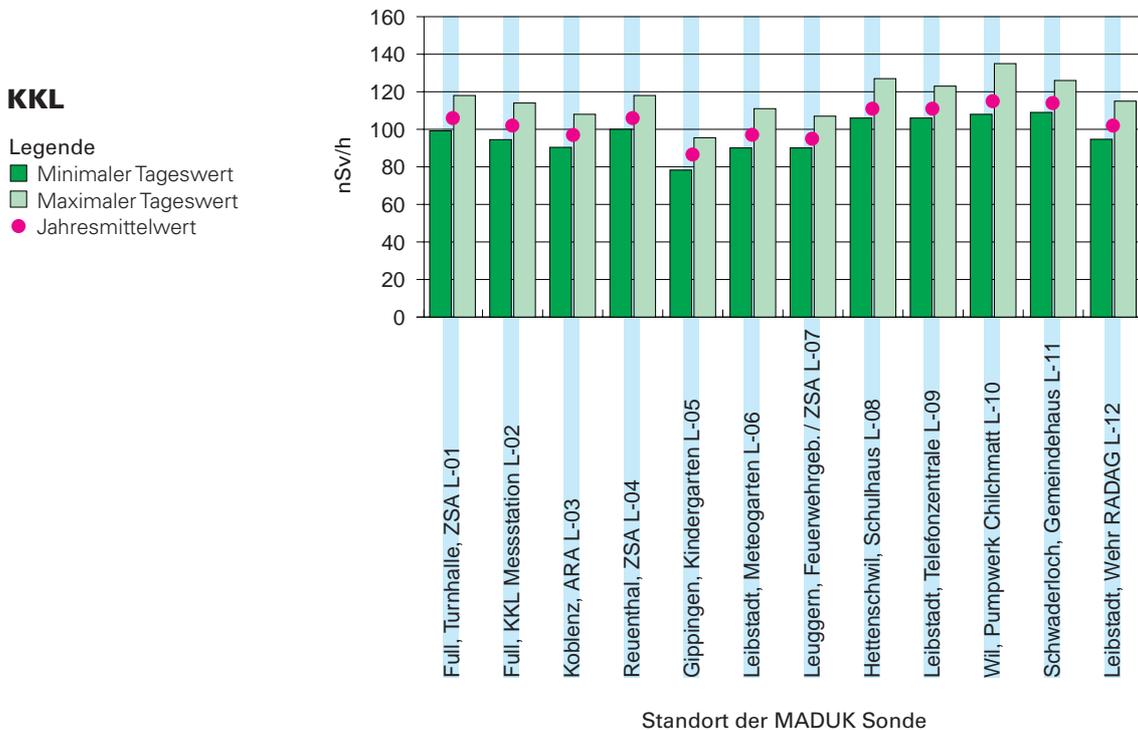
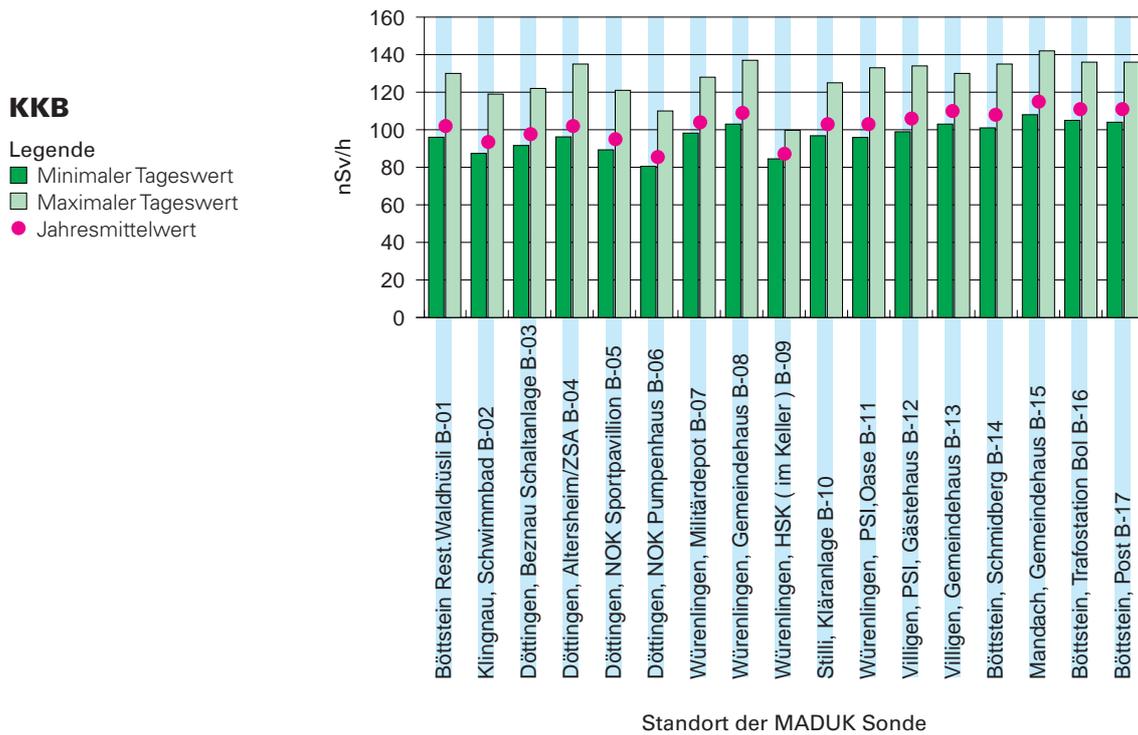
<sup>1</sup> Fiktive Person, die sich dauernd am kritischen Ort aufhält, ihre gesamte Nahrung von diesem Ort bezieht und nur Trinkwasser aus dem Fluss unterhalb des jeweiligen Kernkraftwerkes konsumiert.

<sup>2</sup> Quellenbezogener Dosisrichtwert (StSV Art. 7, HSK-Richtlinie R-11)

<sup>3</sup> Werte kleiner als 0,001mSv werden in der Figur nicht dargestellt

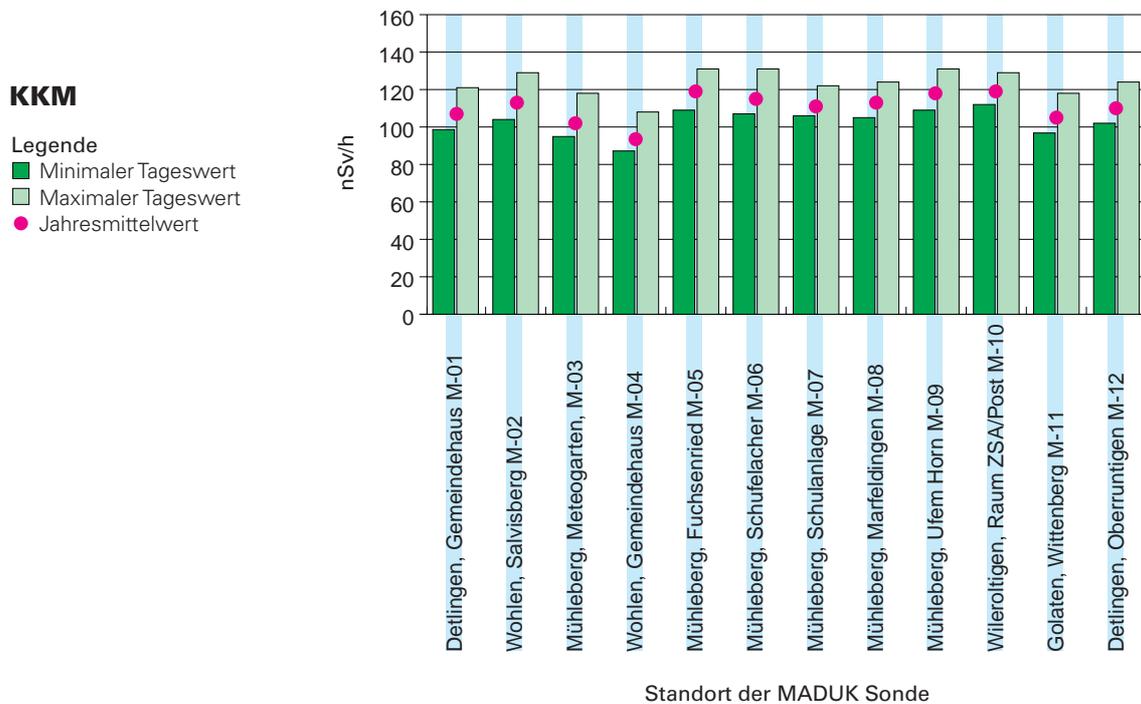
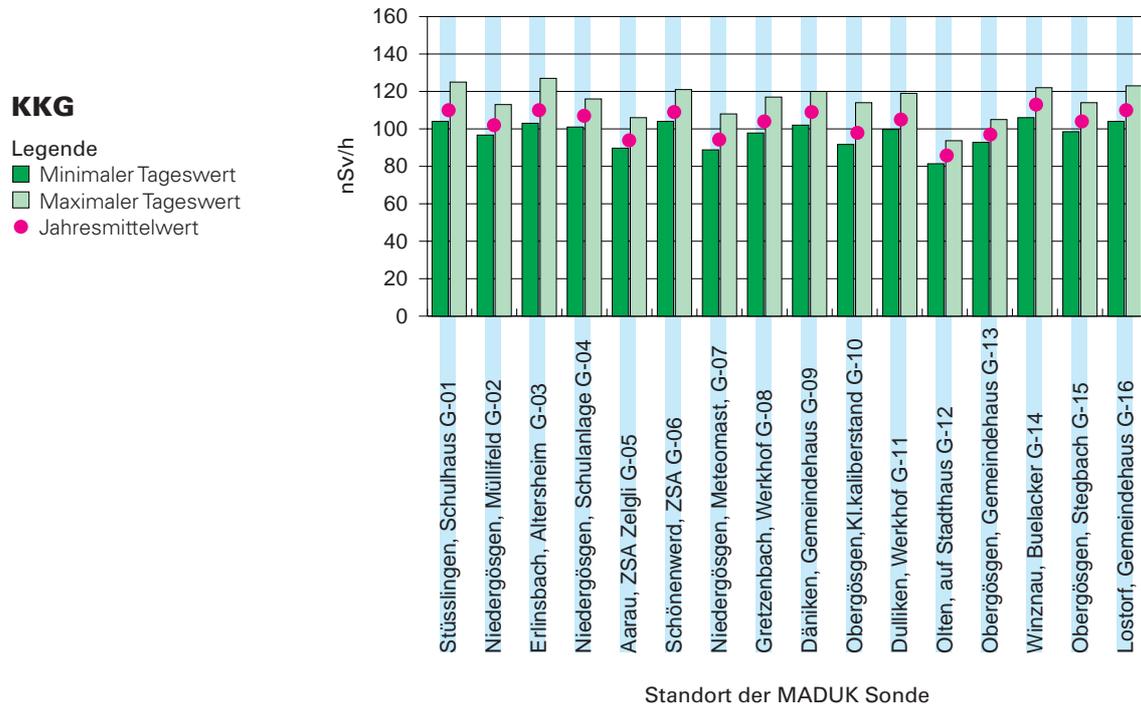
# Figur A11

## Ortsdosisleistung der MADUK Sonden im Jahre 1997



## Figur A11 (Fortsetzung)

### Ortsdosisleistung der MADUK Sonden im Jahre 1997



# Anhang B

## **Tabellen**

Tabelle B1	Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen .....	110
Tabelle B2	Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES) .....	113
Tabelle B3	Die Hauptdaten der schweizerischen Kernkraftwerke .....	115

## **Figuren**

Figur B1	Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor .....	116
Figur B2	Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor .....	116

<b>Publikationen der HSK-Mitarbeiter</b> .....	117
--	-----

<b>Verzeichnis der Abkürzungen</b> .....	120
--	-----

## Tabelle B1

### Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
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	Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
R-07/f	Directives concernant les zones de radioprotection dans les installations nucléaires	Juli 1977
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-11/f	Objectifs de la protection des personnes contre les radiations ionisantes dans la zone d'influence des centrales nucléaires	Juli 1978
R-12/d	Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernanlagen	Oktober 1997
R-14/d	Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	Dezember 1988
R-14/e	Conditioning and Interim Storage of Radioactive Wastes	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
R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992

## **Tabelle B1 (Fortsetzung)**

### **Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen**

<b>Richtlinie</b>	<b>Titel der Richtlinie</b>	<b>Datum der gültigen Ausgabe</b>
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 beim 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-41/d	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
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 particular measures to mitigate the consequences of a severe accident at a nuclear installation	März 1993
R-45/d	Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernanlagen	Juli 1997
R-45/e	Planning and Execution of Emergency Exercises in Swiss Nuclear Power Plants	Oktober 1997
R-100/d	Anlagezustände eines Kernkraftwerks	Juni 1987
R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reactoren	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	Oktober 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 schwere Unfälle	November 1989

## **Tabelle B1 (Fortsetzung)**

### **Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen**

Empfehlung	Titel der Empfehlung	Datum der gültigen Ausgabe
E-04/d	Steuerstellen und Notfallräume von KKW: Anforderungen betr. Ausführungen und Ausrüstungen 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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).</li> </ul> <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	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung (1'000 bis 10'000 TBq Jod-131-Äquivalent).</li> </ul> <p><i>Bemerkung: Voller Einsatz lokaler Notfallschutzmassnahmen höchstwahrscheinlich notwendig, um Gesundheitsschäden in der Bevölkerung zu begrenzen.</i></p>	
5	Unfall mit Gefährdung der Umgebung	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung (100 bis 1'000 TBq Jod-131-Äquivalent).</li> </ul> <p><i>Bemerkung: Teilweiser Einsatz von Notfallschutzmassnahmen in einigen Fällen notwendig, um die Wahrscheinlichkeit von Gesundheitsschäden zu verringern.</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Schwere Kernschäden mit Freisetzung einer grossen Menge Radioaktivität innerhalb der Anlage.</li> </ul>	Windscale, England, 1957  Three Mile Island, USA, 1979
4	Unfall ohne signifikante Gefährdung der Umgebung	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Freisetzung von radioaktiven Stoffen, die für die meist-exponierte Person ausserhalb der Anlage eine Dosis von wenigen Millisievert ergibt.</li> </ul> <p><i>Bemerkung: Notfallschutzmassnahmen im allgemeinen nicht notwendig, ausser möglicherweise lokale Lebensmittelkontrollen.</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Teilweise Beschädigung des Reaktorkerns wegen mechanischer Einwirkungen und/oder Schmelzen.</li> <li>■ Bestrahlung von Personal derart, dass ein akuter Todesfall wahrscheinlich ist.</li> </ul>	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"> <li>■ Freisetzung radioaktiver Stoffe über bewilligten Grenzwerten, die zu einer Dosis in der Grössenordnung von einigen Zehntel Millisievert für die meist-exponierte Person führen kann.</li> <li>■ Bestrahlung von Personal derart, dass eine akute Strahlenerkrankung zu erwarten ist. Schwerwiegende Kontamination in der Anlage.</li> <li>■ 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</li> </ul>	Vandellos, Spanien, 1989
2	Zwischenfall	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Ereignisse mit wesentlichem Versagen von Sicherheitseinrichtungen, aber mit ausreichender Sicherheitsvorsorge, um auch mit zusätzlichen Fehlern fertig zu werden.</li> <li>■ Ereignis mit Bestrahlung von Personal höher als die jährliche Dosislimite. Signifikante Verbreitung von Radioaktivität innerhalb der Anlage, welche auslegungsgemäss nicht zu erwarten war.</li> </ul>	Sosnowy Bor (Russland), 1992
1	Anomalie	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Anomalie ausserhalb der vorgeschriebenen Betriebsbedingungen. Sie kann auf Versagen von Ausrüstungen, menschliche Fehlhandlungen oder Verfahrensmängel zurückzuführen sein.</li> </ul>	
0	Nicht sicherheits-signifikante Ereignisse	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 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.</li> </ul>	

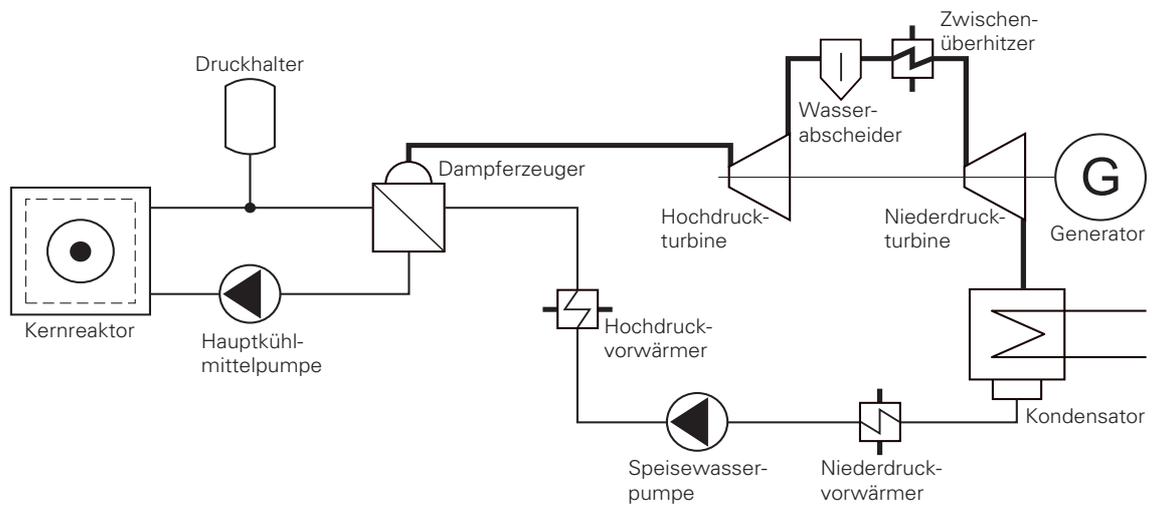
## Tabelle B3

### Die Hauptdaten der schweizerischen Kernkraftwerke

	KKB I	KKB II	KKM	KKG	KKL
Thermische Leistung [MW]	1130	1130	1097	3002	3138
Elektrische Bruttoleistung [MW]	380	374	372	1020	1085
Elektrische Nettoleistung [MW]	365	357	355	970	1030
Reaktortyp	Druckwasser	Druckwasser	Siedewasser	Druckwasser	Siedewasser
Reaktorlieferant	Westinghouse	Westinghouse	GE	KWU	GE
Turbinenlieferant	BBC	BBC	BBC	KWU	BBC
Generatordaten [MVA]	2·228	2·228	2·214	1140	1318
Kühlung	Flusswasser	Flusswasser	Flusswasser	Kühlturm	Kühlturm
Kommerzielle Inbetriebnahme	1969	1971	1972	1979	1984

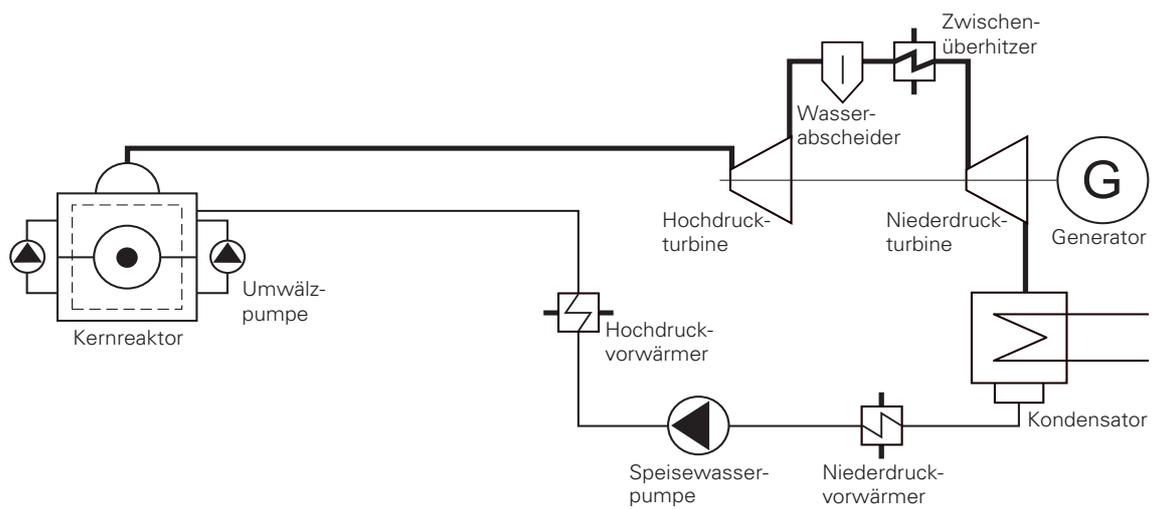
## Figur B1

### Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor



## Figur B2

### Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor



## Publikationen der HSK-Mitarbeiter

### Liste der Publikationen 1997

- **A Quantitative Model for Ion Diffusion in Compacted Bentonite**; M. Ochs; M. Boonekamp, H. Wanner, H. Sato; Conference «Migration of Actinides and Fission Products in the Geosphere», 26-31 October 1997, Sendai Japan, (To be published in «Radiochem. Acta», 1998).
- **Was bedeutet die EURATOM-Richtlinie zum Strahlenschutz für ein Nicht-EU-Land?**; W. Jeschki, E. Stoll; Strahlenschutzpraxis, Heft 4/97, Seiten 29-33.
- **Verwirklichung sicherer Arbeitsweisen: Gewährleistung und Messung der Sicherheitskultur in Kernkraftwerken**; W. Jeschki und E. Stoll, HSK sowie A. Auf der Maur, SUVA; 29. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Luzern, September 1997.
- **Verwirklichung sicherer Arbeitsweisen: Human Factors**; S. Prêtre, C. Humbel und A. Frischknecht; 29. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Luzern, September 1997.
- **EG-Richtlinie zum Strahlenschutz vom 13. Mai 1996: Bedeutung für den Unterschied zum Strahlenschutz in der Schweiz**; W. Jeschki, E. Stoll; Vortrag am Seminar der Eidgenössischen Kommission für Strahlenschutz (EKS), 21. Januar 1997.
- **CORVIS, Investigation of light water reactor lower head failure modes**; S. Brosi, G. Dijkstra, H. Hirschmann, B. Jaekel, K. Nakada, J. Patorski, R. Rösel, H.-P. Seifert and Ph. Tipping; Nuclear Engineering and Design, 168 (1997) 77-104.
- **How Materials Ageing and Human Factors can Lessen Safety Margins**; Ph. Tipping; Second International Symposium on Risk, Economy and Safety, Failure Minimisation and Analysis. 22-26 July 1996; Pilanesberg, South Africa. Conference Volume: Ed. R. Penny, Balkema, ISBN 90 54 10 8231.
- **16. Fitness for service considerations: The Meyer hardness test applied to cold rolled and annealed steel to analyse its physical state**; Ph. Tipping and V. Levit; International Colloquium on Ageing of Materials and Methods for the assessment of Lifetimes of Engineering Plant. 21-25 April 1997; Cape Town, South Africa; Conference Volume: Ed. R. Penny, Balkema, ISBN 90 54 10 8746.
- **Assessment and Management of Ageing of Pressurised Water Reactor Pressure Vessels**; M. Banic, M. Brumovsky, M. Erve, C. Faidy, P. MacDonald, T. Mager, J. Pachner and Ph. Tipping; November 1997 in PLEX'97; Prague, Czech Republic.
- **Study of unusual events in Nuclear Power Plants by psychological means**; V. Abramova, G. Baumont, A. Frischknecht and V. Tolstykh; Proceeding of the IAEA-OECD/NEA Symposium on «Reviewing the safety of existing Nuclear Power Plants», October 1996; Vienna, Austria.
- **IAEATECH DOC; Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Pressurised Water Reactor Pressure Vessels**; M. Banic, M. Brumovsky, M. Erve, C. Faidy, P. MacDonald, T. Mager, J. Pachner and Ph. Tipping; 1997; IAEA, Vienna, Austria.
- **Start-up Tests within the Power Uprate Programme for the Leibstadt NPP - Authority Requirements and First Results, Proceedings**; J.-U. Klügel, U. Schmocker; Jahrestagung Kerntechnik '97, Mai 1997; Aachen, Germany.
- **Estimation of Source Term from Plant Data**; M. Baggenstos, O. Zuchuat, B. Covelli; Proceeding of the sixth ANS Topical Meeting on Emergency Preparedness and Response, April 1997; San Francisco.
- **ADAM an Accident Diagnostics, Analysis and Management System**; H. Esmaili, R. Vijaykumar, S. Orandi and M. Khatib-Rahbar, and O. Zuchuat, U. Schmocker; Proceeding of ESREL'97 the International Conference on Safety and Reliability; June 1997; Lisbon, Portugal.

- **Benchmark Exercise on Expert Judgment Techniques in PSA Level 2**; G. Cojazzi, U. Pulkkinen (JRC-ISIS), P. De Gelder, D. Gryffroy (AVN), R. Bolado (FGUPM), E. Hofer (GRS), R. Virolainen (STUK), I.M. Coe (NNC), A. Bassanelli (ENEL), J. Puga (UNESA), I. Papazoglou (NCSR), O. Zuchuat (HSK); Proceeding of the FISA-97 Symposium on EU Research on Severe Accident; November 1997; Luxembourg.
- **Steam Explosion-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants**; O. Zuchuat, U. Schmocker, H. Esmaili, and M. Khatib-Rahbar; Proceeding of the OECD/CSNI Specialist Meeting on Fuel Coolant Interaction; May 1997; JAERI Tokai Mura, Japan.
- **Edelmetalladditiv-Technologie – Ein mögliches neues Verfahren zur Vermeidung von Spannungsrisskorrosion an austenitischen Komponenten des Reaktorwasserkreislaufes von Siedewasserreaktoren**; J. Nöggerath; ETH-Kolloquium für Werkstoffwissenschaften; 2. April 1997; Zürich.
- **Zustandsüberwachung aus der Sicht der schweizerischen Aufsichtsbehörde**; W. Neumann, A. Turrian; SVA-Vertiefungskurs über Zustandsüberwachung in Kernkraftwerken; 23.–25. April 1997; Brugg-Windisch, Schweiz.
- **Gemeinsame Position der europäischen nuklearen Aufsichtsbehörden zur Qualifizierung der Prüfverfahren**; W. Neumann; SVA-Vertiefungskurs über Zustandsüberwachung in Kernkraftwerken; 23.–25. April 1997; Brugg-Windisch, Schweiz.
- **Entscheidungsfindung für Notfallschutzmassnahmen**; S. Prêtre; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur; Schweiz.
- **Quellterm- und Dosisabschätzungen als Entscheidungsgrundlagen für Notfallmassnahmen**; F. Cartier, O. Zuchuat, W. Blaser; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Technische Massnahmen zur Begrenzung der Folgen schwerer Unfälle**; U. Schmocker; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Behördliche Anforderungen zur Verhütung und Beherrschung schwerer Störfälle**; A. Frischknecht, H. Deutschmann; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Notfallorganisation der HSK**; P. Uboldi; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Notfallschutzplanung für die Umgebung von Kernkraftwerken**; M. Baggenstos; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Information der Öffentlichkeit aus der Sicht der Sicherheitsbehörde**; A. Treier; SVA-Vertiefungskurs über Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW; Oktober 1997; Winterthur, Schweiz.
- **Gordola 97 – Intercomparison Measurements**; W. Baur, M. Schibli, Ch. Murith, A. Gurtner, S. Segat, F. Byrde, M. Astner; 10. Regular Workshop on Mobile Radiological Laboratories; Oktober 1997; Gordola, Schweiz.
- **Qualifizierung zerstörungsfreier Prüfverfahren**; W. Neumann; Vortrag für SGZP (Schweizerische Gesellschaft für zerstörungsfreie Prüfung; 27. Februar 1997; Windisch, Schweiz.
- **Qualification approach adopted so far in Switzerland**; W. Neumann; NDE Techniques Capability Demonstration and Inspection Qualification; Proceedings of the Joint EC OECD IAEA Specialists Meeting, Petten, 11.-13. März 1997; European Commission, EUR 17354 EN, NEA/CSNI/R (97)1; ISBN 92-828-735-5.

- **Gamma-Ray Measurements, Design, calibration and application of an airborne gamma spectrometer system in Switzerland;** G. F. Schwarz, L. Rybach, E. E. Klingelé, 1369; Geophysics, Vol. 62, No. 5, September/October 1997.
- **Aeroradiometrische Aufnahmen in der Umgebung der schweizerischen Kernanlagen;** G. F. Schwarz, L. Rybach, Chr. Bärlocher; BAG, 1997: Umweltradioaktivität in der Schweiz 1996, BAG, Bern.
- **Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM96;** G. F. Schwarz, L. Rybach, Chr. Bärlocher; Bericht für das Jahr 1996 zuhanden der Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR).

**Vorlesungen/Kurse im Rahmen des Nachdiplomkurses «Risiko und Sicherheit» der ETHZ, EPFL und Uni St. Gallen, 1997**

- **Containment Response, Accident Progression and Consequence Analysis (PSA Stufe-2 Analyse);** U. Schmocker.
- **PSA: Elements, Role and Results of the Review Process;** U. Schmocker.
- **Demonstration of the Accident Diagnostics, Analysis and Management (ADAM) System;** R. Sardella.

## Verzeichnis der Abkürzungen

### A

ANPA	System zur automatischen Übertragung der Anlageparameter der KKW zur HSK
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm

### B

BAG	Bundesamt für Gesundheit
BFE	Bundesamt für Energie
BIGA	Bundesamt für Industrie, Gewerbe und Arbeit
BIOMOVs	Biospheric Model Validation Study
BKW	BKW Energie AG
BNFL	British Nuclear Fuels Ltd
Bq	Becquerel = Strahlenaktivität (1Bq = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ci)
BWR	Boiling Water Reactor
BZL	Bundesz Zwischenlager
BZS	Bundesamt für Zivilschutz

### C

COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires, La Hague
CVRS	Cement Volume Reduction Solidification

### D

DE	Dampferzeuger
DSK	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen
DWR	Druckwasserreaktor

### E

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

### F

### G

GE	General Electric
GNW	Genossenschaft für Nukleare Entsorgung Wellenberg
GWh	Gigawattstunde = $10^9$ Wattstunden

### H

HAA	Hochaktive Abfälle
HRA	Human Reliability Analysis
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Würenlingen

### I

IAEA	International Atomic Energy Agency (Internat. Atomenergieagentur)
INES	International Nuclear Event Scale
IRA	Institut de radiophysique appliquée, Lausanne
IRS	Incident Reporting System

### J

JAL	Jahresabgabelimite
-----	--------------------

### K

KAKO	Kalkondensatbehälter
KAL	Kurzzeit-Abgabelimite
KKB	Kernkraftwerk Beznau
KKG	Kernkraftwerk Gösgen

## Verzeichnis der Abkürzungen (Fortsetzung)

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
<b>L</b>	
LMA	Langlebige mittelaktive Abfälle
LWR	Leichtwasserreaktor
<b>M</b>	
MAA	Mittelaktive Abfälle
MADUK	Messnetz zur autom. Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der KKW
MGy	Mega-Gray = $10^6$ Gray (1 Gray = 100rad)
MMI	Man Machine Interaction
MOX	Mischoxid (Uran-Plutonium)
mSv	Milli-Sievert = $10^{-3}$ Sievert
MW	Megawatt = $10^6$ Watt, Leistungseinheit
MWe	Megawatt elektrische Leistung
MWth	Megawatt thermische Leistung
$\mu$ Sv	Mikro-Sievert = $10^{-6}$ Sievert
<b>N</b>	
NADAM	Netz für automatischen Dosis-Alarm und Messung
Nagra	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NANO	Notstandssystem und verbesserte Stromversorgung, KKB
NAZ	Nationale Alarmzentrale
NFO	Notfallorganisation
NOK	Nordostschweizerische Kraftwerke AG
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA)
<b>O</b>	
OECD	Organisation of Economic Cooperation and Development
OSART	Operational Safety Review Team (IAEA)
<b>P</b>	
Personen-Sv	Personen-Sievert = Kollektivstrahlendosis (1 Personen-Sv = 100 Personenrem)
Personen-mSv	Personen-Millisievert = $10^{-3}$ Personen-Sievert
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSI	Paul Scherrer Institut, Würenlingen und Villigen
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PWR	Pressurized Water Reactor
<b>Q</b>	
QS	Qualitätssicherung
<b>R</b>	
REFUNA	Regionale Fernwärmeversorgung unteres Aaretal
RDB	Reaktordruckbehälter
RIA	Reactivity Initiated Accident
<b>S</b>	
SAA	Schwachaktive Abfälle
SMA	Schwach- und mittelaktive Abfälle
SRM	Source Range Monitor
StSG	Strahlenschutzgesetz
StSV	Strahlenschutzverordnung

## Verzeichnis der Abkürzungen (Fortsetzung)

SUeR	Sektion Überwachung der Radioaktivität, Freiburg
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (KKM)
SUVA	Schweizerische Unfallversicherungsanstalt, Luzern
Sv	Sievert = Strahlendosisäquivalent (1Sv = 100rem)
SVA	Schweizerische Vereinigung für Atomenergie
SWR	Siedewasserreaktor

### T

TBq	Terabecquerel (1TBq = $10^{12}$ Bq)
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
THORP	Thermal Oxyde Reprocessing Plant

### U

### V

VAKL	Versuchsatomkraftwerk Lucens
VSE	Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke
VVA	Versuchsverbrennungsanlage (PSI)

### W

### X

Xe	Xenon
----	-------

### Y

### Z

ZWIBEZ	Zwischenlager für radioaktive Abfälle im KKB
ZWILAG	Zwischenlager Würenlingen AG
ZZL	Zentrales Zwischenlager Würenlingen