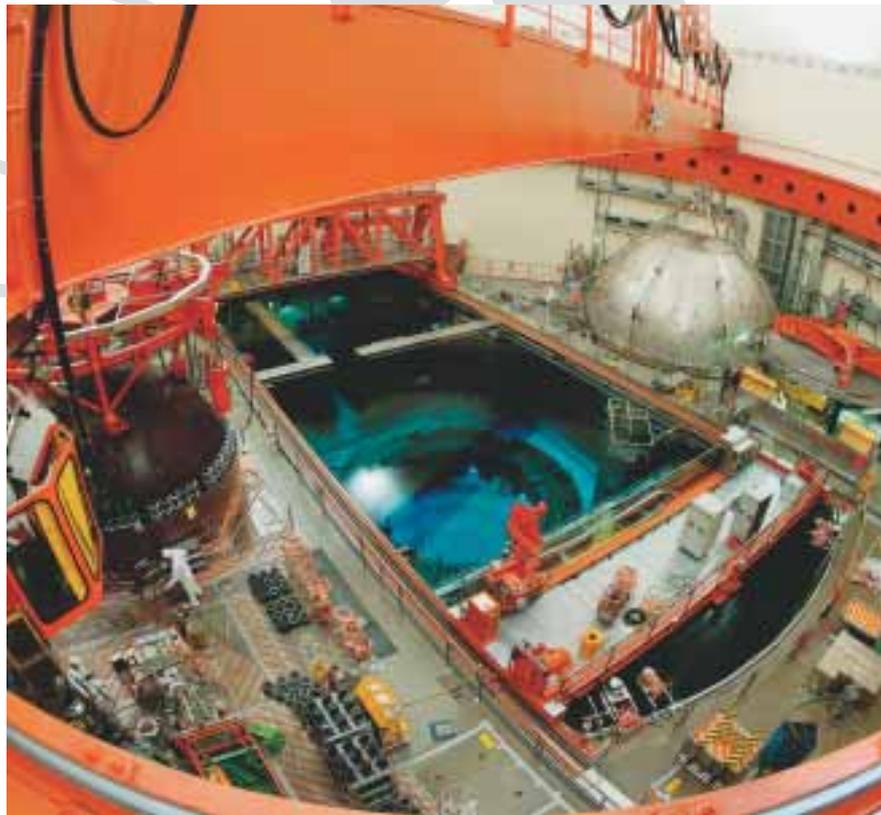


JAHRESBERICHT 2003

über die nukleare Sicherheit
und den Strahlenschutz
in den schweizerischen Kernanlagen



**Hauptabteilung für die Sicherheit
der Kernanlagen**

**Division principale de la Sécurité
des Installations Nucléaires**

**Divisione principale della Sicurezza
degli Impianti Nucleari**

Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate

HSK, Würenlingen (Schweiz)

Postadresse

HSK

CH-5232 Villigen-HSK

Telefon ++41(0)56 310 38 11

Telefax ++41(0)56 310 39 95

und ++41(0)56 310 39 07

Internet www.hsk.ch

JAHRESBERICHT 2003



Titelbild

Blick in den geöffneten
Reaktordruckbehälter des
Kernkraftwerks Leibstadt
während der Revision.

Bild: KKL

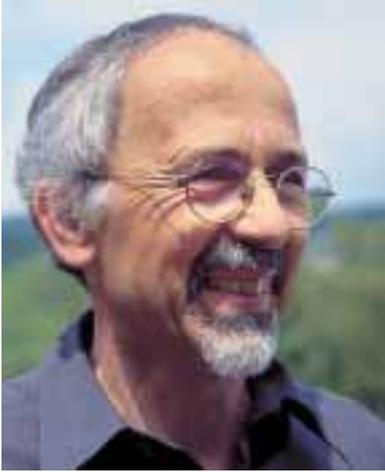
HSK-AN-5000
KSA-AN-2222

INHALT

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| Vorwort | 4 |
| Übersicht | 6 |
| Organisation | 9 |
| 1. Kernkraftwerk Beznau | 10 |
| 1.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse | 10 |
| 1.2 Anlagensicherheit | 10 |
| 1.3 Strahlenschutz | 16 |
| 1.4 Personal und Organisation | 18 |
| 1.5 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK | 20 |
| 2. Kernkraftwerk Mühleberg | 21 |
| 2.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse | 21 |
| 2.2 Anlagensicherheit | 21 |
| 2.3 Strahlenschutz | 25 |
| 2.4 Personal und Organisation | 27 |
| 2.5 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK | 27 |
| 3. Kernkraftwerk Gösgen | 29 |
| 3.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse | 29 |
| 3.2 Anlagensicherheit | 30 |
| 3.3 Strahlenschutz | 33 |
| 3.4 Personal und Organisation | 35 |
| 3.5 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK | 36 |
| 4. Kernkraftwerk Leibstadt | 37 |
| 4.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse | 37 |
| 4.2 Anlagensicherheit | 38 |
| 4.3 Strahlenschutz | 41 |
| 4.4 Personal und Organisation | 43 |
| 4.5 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK | 44 |
| 5. Anlagenübergreifende Themen zu den schweizerischen Kernkraftwerken | 45 |
| 5.1 Probabilistische Sicherheitsanalyse und Accident Management | 45 |
| 5.2 Alterungsüberwachung | 48 |
| 5.3 Radioaktive Abfälle | 49 |
| 5.4 Notfallbereitschaft | 51 |
| 5.5 Inspektionen im Jahre 2003 | 53 |
| 5.6 Zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz | 54 |
| 6. Zentrales Zwischenlager Würenlingen | 59 |
| 6.1 Zwischenlagergebäude | 59 |
| 6.2 Konditionierungsanlage | 60 |
| 6.3 Verbrennungs- und Schmelzanlage | 61 |
| 6.4 Strahlenschutz | 61 |
| 6.5 Personal und Organisation | 62 |
| 6.6 Abfälle aus der Wiederaufarbeitung | 62 |
| 6.7 Beschaffung von Transport- und Lagerbehältern | 63 |
| 6.8 Gesamteindruck | 63 |

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|
| 7. Paul Scherrer Institut (PSI) | 65 |
| 7.1 Die Kernanlagen des PSI | 65 |
| 7.2 Forschungsreaktor PROTEUS | 65 |
| 7.3 Rückbau der Forschungsreaktoren SAPHIR und DIORIT | 66 |
| 7.4 Hotlabor | 66 |
| 7.5 Behandlung radioaktiver Abfälle | 67 |
| 7.6 Lagerung radioaktiver Abfälle | 68 |
| 7.7 Besondere Vorkommnisse | 69 |
| 7.8 Strahlenschutz | 69 |
| 7.9 Personal und Organisation und Ausbildung | 70 |
| 7.10 Ausbildung | 70 |
| 7.11 Gesamteindruck | 70 |
| <hr/> | |
| 8. Weitere Kernanlagen | 71 |
| 8.1 Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL) | 71 |
| 8.2 Universität Basel | 71 |
| 8.3 Versuchsatomkraftwerk Lucens | 72 |
| <hr/> | |
| 9. Transport von radioaktiven Stoffen | 73 |
| 9.1 Genehmigungen nach Gefahrgutgesetzgebung | 73 |
| 9.2 Bewilligungen nach Strahlenschutzgesetzgebung | 73 |
| 9.3 Bewilligungen nach Atomgesetzgebung | 73 |
| 9.4 Transport abgebrannter Brennelemente und verglaster hochaktiver Abfälle | 74 |
| 9.5 Transport von Stilllegungsabfällen des Versuchsatomkraftwerks Lucens | 75 |
| 9.6 Inspektionen und Audits | 75 |
| 9.7 Ausbildung und Information | 75 |
| <hr/> | |
| 10. Geologische Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle | 76 |
| 10.1 Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle | 76 |
| 10.2 Lager für hochaktive Abfälle, vorbereitende Handlungen | 77 |
| <hr/> | |
| 11. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen | 80 |
| 11.1 Informationsquellen für Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen | 80 |
| 11.2 Zerstörung bestrahlter Brennelemente durch mangelhafte Reinigungsvorrichtung | 80 |
| 11.3 Unbeabsichtigte Zuschaltung der Sicherheitseinspeisung mit Öffnen der Abblaseventile während des Anfahrens | 82 |
| 11.4 Defekte thermische Schutzhülsen im Speisewassersystem eines Siedewasserreaktors | 83 |
| <hr/> | |
| 12. Regulatorische Sicherheitsforschung | 85 |
| <hr/> | |
| 13. Internationales | 87 |
| <hr/> | |
| Anhang A | 89 |
| <hr/> | |
| Anhang B | 117 |
| <hr/> | |
| Verzeichnis der Abkürzungen | 125 |
| <hr/> | |

VORWORT



Aufsicht im Wandel

Das klare Bekenntnis der Schweizer Bevölkerung gegen einen kurz- resp. mittelfristigen Ausstieg aus der Kernenergie am 18. Mai 2003 ebnete auch den Weg für ein neues Kernenergiegesetz (KEG), das Anfang 2005 in Kraft gesetzt werden soll. Mit dem KEG erhält die Schweiz ein modernes Gesetz, das wichtige Anforderungen an die Sicherheit von Kernanlagen stellt.

Für die Sicherheit einer Anlage ist gemäss KEG deren Betreiber verantwortlich. Die HSK als Aufsichtsbehörde vergewissert sich, dass der Betreiber seine Aufgabe umfassend wahrnimmt. Dazu muss sie sich durch eigene Abklärungen, Inspektionen und die Prüfung eingereichter Dokumente ein unabhängiges Bild über die Sicherheit des Kernkraftwerks machen und diese Sicherheit bewerten. Zudem ist sie verpflichtet, die Öffentlichkeit regelmässig über den Zustand und die Sicherheit der Kernanlagen zu informieren.

Im europäischen Umfeld zeichnen sich neue Entwicklungen im Bereich der nuklearen Aufsicht ab: Die Europäische Kommission plant, Direktiven zu erlassen, in denen übergeordnete Sicherheitsanforderungen festgehalten sind. Mit Inspektionen soll deren Einhaltung überprüft werden. Wenn die Direktiven in Kraft treten, wird die Schweiz – auch ohne Mitglied der EU zu sein – an deren Anforderungen gemessen werden.

Die 1999 gegründete Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) hat sich zum Ziel gesetzt, die Anforderungen an die Sicherheit von Kernanlagen in Europa zu harmonisieren. Zu den WENRA-Mitgliedern zählen heute unter anderem EU-Beitrittskandidatenländer wie Tschechien, Slowakei, Ungarn, Litauen, Slowenien, Bulgarien und Rumänien. Die Sicherheitsanforderungen zielen nicht nur auf technische Aspekte, sondern auch auf die Organisation und das Personal. Jedes Mitgliedsland ist angehalten, aufzuzeigen, dass es die

von der WENRA erarbeiteten Kriterien und Anforderungen erfüllt. Experten aus den Mitgliedsländern werden regelmässig die Einhaltung der Anforderungen und Kriterien anlässlich von Inspektionen überprüfen. Die Schweiz wird sich diesen Überprüfungen ebenfalls unterziehen und die Ergebnisse veröffentlichen. Es ist uns ein grosses Anliegen, dass alle Schweizer Bürgerinnen und Bürger sich ein Bild vom Sicherheitsstandard unserer Kernanlagen machen können – auch davon, wie er von unabhängigen internationalen Experten beurteilt wird.

Sicherheitsanforderungen für Kernanlagen weltweit erarbeitet die Internationale Atomenergieagentur (IAEA) mit Sitz in Wien. Ihre Anforderungen werden ständig dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend nachgeführt. Zurzeit wird das gesamte Regelwerk umfassend überarbeitet und ergänzt. Das Regelwerk besteht aus Safety Fundamentals und – nachgegliedert zu den verschiedenen technischen und organisatorischen Bereichen – aus Safety Requirements sowie ausführungsorientierten Safety Guides. Die Schweiz, insbesondere die HSK, beteiligt sich aktiv an den Gremien, die dieses internationale Regelwerk ausarbeiten resp. aktualisieren. Aufgabe jedes einzelnen Mitgliedstaates ist es, die Anforderungen und Empfehlungen der IAEA in das eigene verbindliche Regelwerk zu übernehmen.

Auch bei den Betreibern von Kernanlagen, speziell bei den Kernkraftwerken, ist ein Wandel festzustellen. Alle schweizerischen KKW's verfügen heute über Qualitätsmanagementsysteme, die aktuellen Standards der nuklearen Industrie entsprechen. Sicherheitsvorkehrungen sind integrierender Bestandteil dieser Systeme. Sie bilden eine wesentliche Voraussetzung, damit in diesen Organisationen eine gute *Sicherheitskultur* gelebt werden kann. Sicherheitskultur ist sichtbar an Merkmalen und Einstellungen von Personen und Organisationen. Eine gute Sicherheitskultur drückt sich darin aus, dass Organisationen und die darin arbeitenden Menschen eine Kernanlage sicherheitsgerichtet betreiben. Die HSK hat diesem Aspekt in den letzten Jahren besondere Aufmerksamkeit ge-

schenkt und organisatorische Sicherheitsvorkehrungen in einer Richtlinie festgehalten.

Die HSK muss sich ständig den neuen Randbedingungen und Anforderungen anpassen, wie sie sich aus dem KEG oder internationalen Vereinbarungen, aus dem neuesten Stand von Wissenschaft und Technik oder der Einführung umfassender Qualitätsmanagementsysteme in den Kernkraftwerken ergeben. Gefragt ist daher eine flexible Aufsichtsstrategie, die sich auf Änderungen im Umfeld rasch einstellen kann und dabei jederzeit der Sicherheit höchste Priorität einräumt. Die HSK hat die Basis dazu im Rahmen ihres Unternehmensplans für die erste Leistungsauftragsperiode als FLAG-Bereich (FLAG steht für Führen mit Leistungsauftrag und Globalbudget) erarbeitet und die Strategie der Integrierten Aufsicht entwickelt. Kernpunkte dieser Aufsichtsstrategie sind

- *Wirksamkeit*: Die HSK setzt Entscheidungen konsequent um und überprüft deren Wirkung. Falls nötig, werden zusätzliche Massnahmen ergriffen.
- *Ausgewogenheit*: Die HSK berücksichtigt die Sicherheitsaspekte einer Anlage umfassend. Neben deterministischen und probabilistischen Aspekten gehören dazu auch Erkenntnisse des Betriebs und der Instandhaltung sowie organisatorischer Abläufe. Im Vordergrund stehen die wichtigen und wesentlichen Punkte. Sicherheitsanforderungen und die Art und Intensität der Überwachung werden periodisch hinterfragt, analysiert und – wo nötig – angepasst.
- *Nachvollziehbarkeit*: Die HSK verfügt über ein konsistentes, durchgängiges Aufsichtskonzept und Regelwerk. Sie befolgt ein einheitliches, auf klaren Kriterien beruhendes Verfahren zur Entscheidungsfindung. Die von ihr angeordneten Massnahmen sind transparent und nachvollziehbar.

Im Zentrum steht künftig die Wirkung unserer Arbeit, und zwar auf allen Ebenen, d.h. bei den Beaufsichtigten, der Bewilligungsbehörde, dem Parlament und der Öffentlichkeit. Um die

Wirkung auf die verschiedenen Betroffenen messen zu können, werden spezifische Indikatoren eingeführt, periodisch ausgewertet und im Rahmen unserer Berichterstattung veröffentlicht.

Mit der Integrierten Aufsicht streben wir auch eine neue *Aufsichtskultur* an. Deren Eckpunkte können wie folgt formuliert werden:

- Die Verantwortung für die Sicherheit einer Kernanlage liegt bei der Organisation, die das Werk betreibt, und nicht bei der Aufsichtsbehörde.
- Die Aufsichtsbehörde stellt sicher, dass die Betreiberorganisation ihre Verantwortung tatsächlich wahrnimmt.
- Die von der HSK geforderten Massnahmen verbessern die Sicherheit einer Anlage ganzheitlich und konzentrieren sich nicht einseitig auf Teilaspekte der Sicherheit.
- Die Behörde fördert durch ihre Aufsichtstätigkeit die Selbstreflexion und den Lernprozess der beaufsichtigten Organisation.

Die Integrierte Aufsicht erlaubt es uns, die Sicherheit einer Kernanlage umfassend zu bewerten, und bietet gute Voraussetzungen dafür, heutigen und künftigen Herausforderungen zu begegnen. Beim sicheren Betrieb der Kernanlagen wollen wir die verantwortlichen Organisationen wirksam unterstützen.

Heute und in Zukunft ist es uns ein wichtiges Anliegen, Sie regelmässig und umfassend über die Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen zu informieren, sodass Sie sich jederzeit selber ein Bild davon machen können. Gerne stellen wir Ihnen Unterlagen zu oder stehen für ein Gespräch zur Verfügung. Besuchen Sie unsere Homepage (www.hsk.ch), oder rufen Sie uns an.



U. Schmocker

ÜBERSICHT

Allgemeines zur Aufgabe der HSK

Die HSK begutachtet und beaufsichtigt in der Schweiz als Aufsichtsbehörde des Bundes die Kernanlagen. Dazu gehören die Kernkraftwerke, die Zwischenlager bei den Werken und das Zentrale Zwischenlager sowie die nuklearen Einrichtungen am Paul Scherrer Institut und an zwei Hochschulen. Die HSK beurteilt den Strahlenschutz und die nukleare Sicherheit in diesen Anlagen. Mittels Inspektionen, Prüfungen und Analysen sowie der Berichterstattung der Werksbetreiber verschafft sich die HSK den notwendigen Überblick über den sicherheitstechnischen Zustand. Im Weiteren wacht sie darüber, dass die Vorschriften eingehalten werden und die Betriebsführung regelkonform vonstatten geht. Zu ihrem Aufsichtsbereich gehören auch die Transporte radioaktiver Stoffe sowie die Vorbereitungen zur geologischen Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle.

Die HSK erstellt Richtlinien, die für die Betreiber wegleitenden Charakter haben. In Zusammenarbeit mit anderen Bundesstellen erarbeitet sie weitere Regelwerke, die sich auf die Nutzung der Kernenergie, die Kernanlagen, die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz beziehen. Die bestehenden Regelwerke werden kontinuierlich auf ihre Aktualität und Konformität mit anderen Vorgaben überprüft. Die Richtlinien werden periodisch überarbeitet und aktualisiert oder neu erstellt.

In der Schweiz ist der Bundesrat die Bewilligungsbehörde für Kernanlagen. Bei seiner Entscheidungsfindung stützt er sich im Wesentlichen auf die von der HSK verfassten Gutachten.

Die HSK unterhält eine eigene Notfallorganisation. Sie ist Bestandteil einer landesweiten Notfallorganisation. Diese käme im Fall eines schweren Störfalls in einer schweizerischen Kernanlage zum Tragen.

Die HSK informiert periodisch über die Belange der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes in den schweizerischen Kernanlagen. Sie nimmt ihre Informationspflicht sowohl im Normalbetrieb als auch bei Vorkommnissen in schweizerischen Kernanlagen wahr. Sie ist

bestrebt, die Öffentlichkeit korrekt, rasch, offen und verständlich zu informieren. Einen grossen Teil ihrer Informationen publiziert die HSK via Medien sowie an öffentlichen Veranstaltungen. Zudem bietet sie auf ihrer Internet-Homepage (www.hsk.ch) ein breites Spektrum an Informationen an.

Inhalt des vorliegenden Jahresberichts

Die Aufsicht über den Betrieb und die Revisionsarbeiten der Kernkraftwerke Beznau, Gösigen, Leibstadt und Mühleberg haben die Tätigkeit der HSK im Berichtsjahr schwerpunktmässig bestimmt. Darüber berichtet die HSK im vorliegenden Jahresbericht in den Kapiteln 1 bis 4. Im Kapitel 5 werden allgemeine Themen zu den KKW, wie z.B. Notfallbereitschaft oder Inspektionen, erwähnt.

Im Kapitel 6 behandelt die HSK das Zentrale Zwischenlager der ZWILAG in Würenlingen. Seit 2001 lagert die ZWILAG hier radioaktive Abfälle aller schweizerischen Kernkraftwerke. In den Kapiteln 7 und 8 informiert die HSK über ihre Aufsicht in den nuklearen Anlagen am Paul Scherrer Institut und den kleinen Forschungsreaktoren an den Hochschulen von Basel und Lausanne. Auch die Transporte radioaktiver Stoffe von und zu den Kernanlagen stehen unter der Aufsicht der HSK. Ihre Beurteilung dazu gibt sie im Kapitel 9 wieder. Im Kapitel 10 widmet sich die HSK den vorbereitenden Handlungen zur geologischen Tiefenlagerung der radioaktiven Abfälle.

Im Kapitel 11 durchleuchtet die HSK sicherheitsrelevante Vorkommnisse, die sich in ausländischen Kernkraftwerken ereignet haben, bezüglich ihrer Sicherheitsrelevanz und den daraus zu ziehenden Lehren. In Kapitel 12 werden die von der HSK initiierten, unterstützten und begleiteten Forschungsprojekte zur nuklearen Sicherheit diskutiert. Mehrere dieser Projekte werden in internationaler Zusammenarbeit durchgeführt. Das Kapitel 13 ist ausgewählten internationalen Aktivitäten der HSK gewidmet.

Gesamteindruck zu den Kernkraftwerken

Die HSK legt ihren Gesamteindruck über die Kernkraftwerke Beznau, Mühleberg, Gösgen und Leibstadt jeweils am Schluss der Kapitel 1 bis 4 dar. Sie stellt gesamthaft fest, dass der Zustand aller schweizerischen Kernkraftwerke in Bezug auf die nukleare Sicherheit gut ist. Dem Strahlenschutz wird überall die notwendige Beachtung geschenkt. Die Vorschriften wurden im Berichtsjahr generell eingehalten. In allen Kernkraftwerken sind die Jahreskollektivdosen des Personals auch im Jahr 2003 tief. Sorgfältige Planung der Arbeiten im Strahlenfeld und die Anwendung von Abschirmungen tragen das Ihre zum guten Resultat bei. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt lagen an allen Standorten weit unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte. Für die Bevölkerung ergab sich damit eine unbedeutende Strahlendosis.

Gesamteindruck zum Paul Scherrer Institut

Die HSK legt ihren Gesamteindruck über das PSI-Ost im Kapitel 7 dar. Die auf dem Ost-Areal des Forschungsinstituts Paul Scherrer (PSI) vorhandenen Nuklearanlagen, wie z.B. der Forschungsreaktor PROTEUS, das Hotlabor und Bundeszwischenlager, stehen ebenfalls unter der Aufsicht der HSK. Die Arbeiten an oder in diesen Nuklearanlagen werden korrekt und unter Einhaltung der Strahlenschutzvorschriften ausgeführt. Am PSI sind die Jahreskollektivdosen tief. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt lagen weit unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte.

Zentrales Zwischenlager Würenlingen

Das Zentrale Zwischenlager der ZWILAG in Würenlingen umfasst mehrere Zwischenlagergebäude, eine Konditionierungsanlage sowie eine Verbrennungs- und Schmelzanlage. Die Lagerhallen stehen seit 2001 in Betrieb. Ende 2003 befanden sich in der Behälterlagerhalle zwölf Transport- und Lagerbehälter mit abgebrannten Brennelementen und Glaskokillen neben den im Berichtsjahr angelieferten sechs Behältern mit Stilllegungsabfällen aus dem Versuchsatomkraftwerk Lucens. Der Zustand dieses Lagers

und des ebenfalls in Betrieb stehenden Lagergebäudes für mittelaktive Abfälle sowie des zugehörigen Empfangsgebäudes und der Heissen Zelle ist im Hinblick auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz gut. Die Betriebsführung erfolgt vorschriftsgemäss.

Für die Konditionierungsanlage hat die HSK im Dezember 2003 die Betriebsfreigabe erteilt. Mit Ausnahme der Benutzung des Hochregallagers wurde die Anlage jedoch noch nicht aktiv betrieben. Bei der Verbrennungs- und Schmelzanlage sind im Berichtsjahr anlässlich von inaktiven Testphasen erneut Pannen eingetreten. Die aktive Inbetriebnahme wurde dadurch weiter verzögert.

Im Kapitel 6 des vorliegenden Jahresberichts widmet sich die HSK detailliert dem Zentralen Zwischenlager.

Transporte radioaktiver Stoffe

Im Berichtsjahr fanden 15 Transporte abgebrannter Brennelemente aus den schweizerischen Kernkraftwerken sowie eine Rückführung aus Frankreich von verglasten hochaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung statt. Im September 2003 wurden die sechs Behälter mit Stilllegungsabfällen aus dem Versuchsatomkraftwerk Lucens zur ZWILAG transportiert. Alle diese Transporte fanden unter Einhaltung der gefahrgutrechtlichen Grenzwerte und der Strahlenschutzvorgaben statt.

Im Kapitel 9 wird ausführlicher über die Transporte berichtet.

Vorbereitungen zur geologischen Tiefenlagerung

Im Berichtsjahr wurden am Wellenberg im Kanton Nidwalden sämtliche Sondierbohrungen der Nagra unter Aufsicht der HSK vervollständigt. Der Wellenberg war als Standort für ein Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle geplant und musste im Jahr 2002 aus politischen Gründen aufgegeben werden.

Bis in den Sommer 2003 hat die Nagra die Berichterstattung zum Entsorgungsnachweis vervollständigt. Dieser wurde im Dezember 2002 den Behörden eingereicht. Das Projekt soll am Beispiel eines Lagers im Opalinuston des Zürcher Weinlands aufzeigen, dass die dauernde, sichere Entsorgung und Endlagerung der hochaktiven und langlebigen mittelaktiven Ab-

fälle in der Schweiz möglich ist. Die HSK unterzieht das Projekt einer eingehenden Prüfung. Parallel dazu hat eine internationale Expertengruppe die Sicherheitsanalyse zum Entsorgungsnachweis überprüft.

Zum Entsorgungsnachweis fanden zwei Informationsveranstaltungen statt: Am 6. Juni 2003 in Marthalen für Behördenvertreter und am 25. Oktober 2003 in Trüllikon für die Bevölkerung der Grossregion um das Zürcher Weinland beidseits der Landesgrenze. Zwecks frühzeitigem Einbezug der schweizerischen und deutschen Behörden hat das Bundesamt für Energie, das das Verfahren leitet, drei Gremien eingesetzt: einen politischen Ausschuss bestehend aus Regierungsvertretern, ein technisches Forum unter der Leitung der HSK sowie eine Arbeitsgruppe Information und Kommunikation.

Im Kapitel 10 des Jahresberichts wird näher auf die Untersuchungsprogramme für die geologische Lagerung der radioaktiven Abfälle eingegangen.

Regulatorische Sicherheitsforschung

Die HSK unterstützt nationale und internationale Forschungsprojekte zur Materialerkundung, zur Beantwortung thermohydraulischer Fragestellungen, zur Untersuchung menschlichen Verhaltens im Umgang mit Maschinen, zu Stör- und Unfällen sowie zur Verbesserung des Notfall- und Strahlenschutzes. Mit den gewonnenen Resultaten erweitert sie ihre wissenschaftlich-technischen Kenntnisse, um ein hohes Sicherheitsniveau bei der Aufsicht zu erreichen. Im Kapitel 12 werden die Projekte der regulatorischen Sicherheitsforschung in Kurzform beschrieben. Ausführlichere Informationen sind im HSK-Bericht zur regulatorischen Sicherheitsforschung dargelegt, der auf dem Internet unter www.hsk.ch verfügbar ist.

Internationales

Die HSK wirkt aktiv bei internationalen Organisationen mit, um die Grundlagen für ihre Aufsicht zu harmonisieren und den Erfahrungsaustausch zu pflegen. Dabei informiert sie sich über das regulatorische Umfeld im Ausland und kann gleichzeitig ihre Interessen und schweizerisches Know-how einbringen.

Im Jahr 2003 engagierte sich die HSK unter anderem in verschiedenen Kommissionen und

Arbeitsgruppen der IAEA und der OECD/NEA. Im Rahmen ihrer Osthilfe-Projekte unterstützt sie staatliche nukleare Aufsichtsbehörden in Osteuropa bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen. Damit trägt sie indirekt zur Sicherheit der Kernkraftwerke russischer Bauart bei. Um alle technischen Kooperationsprojekte in Ost- und Mitteleuropa zu bündeln, wurde im Jahre 2002 mit Unterstützung der DEZA und der HSK das Center for Nuclear Safety (CENS) in Bratislava, Slowakei, gegründet. Als regionales Zentrum zur Aus- und Weiterbildung von Mitarbeitenden der nuklearen Kontrollbehörden veranstaltet CENS Workshops und schult Personal auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit.

Im Rahmen der bilateralen Vereinbarungen zwischen der Schweiz und Deutschland bzw. Frankreich fanden die jährlichen Expertentreffen der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen (DSK) und der Commission Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS) statt. Die Schweiz und Österreich haben sich gegenseitig über Bewilligungsverfahren und Erfahrungen mit dem Betrieb der Kernanlagen informiert.

Im November 2003 wurde die erste Überprüfungs-konferenz («Review Meeting») zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle («Joint Convention») bei der IAEA in Wien abgehalten. Es hat sich gezeigt, dass das schweizerische Entsorgungsprogramm für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle im Einklang mit dem Übereinkommen steht, wobei einige Bereiche sogar als vorbildlich bezeichnet wurden.

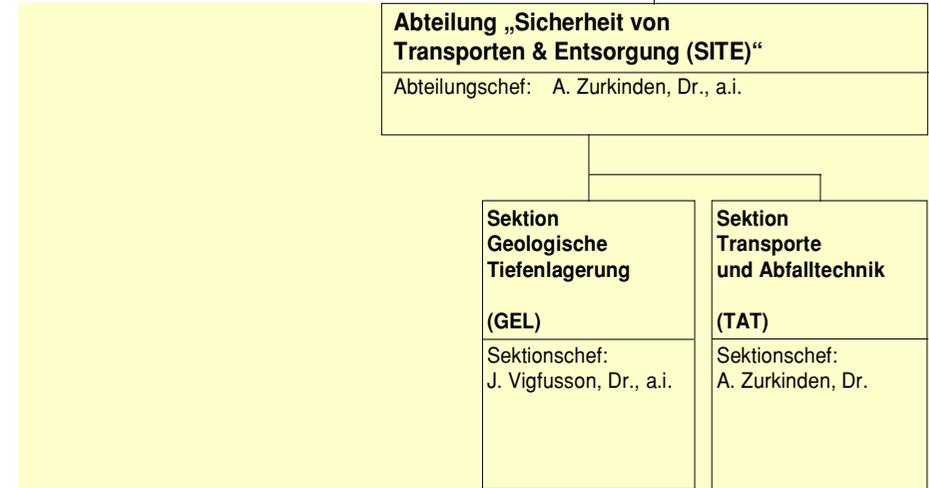
Die HSK ist im Übrigen auch Mitglied der WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association). Diese hat zum Ziel, die Aufsicht und Anforderungen an Nuklearanlagen zu harmonisieren. Grundlage für die Anforderungen bilden die IAEA Safety Standards. Die WENRA legt Massnahmen fest, um einen möglichst einheitlichen Sicherheitsstandard in allen europäischen Ländern zu erreichen. Im Kapitel 13 geht die HSK näher auf ihre internationalen Aktivitäten ein.



| | | |
|----------------------------------------------------------------|---------------------------|--------------------------|
| Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) | | |
| Direktor: U. Schmocker, Dr. | 1. Stv.: H. Pfeiffer, Dr. | 2. Stv.: G. Schwarz, Dr. |

| |
|------------------------------|
| Direktionssekretariat |
| Fr. A.R. Schneider |

| |
|-----------------------|
| Sonderaufgaben |
| P. Meyer |



1. KERNKRAFTWERK BEZNAU

1.1 Betriebsdaten und Betriebsergebnisse

Das Kernkraftwerk Beznau (KKB) der Nordostschweizerischen Kraftwerke (NOK) umfasst zwei weitgehend identische Zwei-Loop-Druckwasserreaktor-Blöcke (KKB 1 und KKB 2), die im Jahre 1969 bzw. 1971 den Betrieb aufnahmen. Die elektrische Nettoleistung beträgt in beiden Blöcken 365 MW. Weitere Daten sind in den Tabellen A1 und B3 im Anhang zusammengestellt; Figur B1 zeigt das Funktionsschema einer Druckwasserreaktoranlage. Die Blöcke KKB 1 und KKB 2 erreichten im Jahr 2003 eine Arbeitsausnutzung¹ von 95,9% bzw. 91,4% und eine Zeitverfügbarkeit² von 97,3% bzw. 92,5%, wobei der unproduktive Anteil jeweils im Wesentlichen auf den Revisionsstillstand zurückzuführen ist.

Die Zeitverfügbarkeiten und die Arbeitsausnutzungen der letzten zehn Jahre sind in Figur A1 dargestellt.

Im Block 1 fand, wie erstmals im Jahre 2001, eine Kurzabstellung statt. Sie diente primär dem Brennelementwechsel und dauerte ca. 10 Tage.

Im Block 2 dauerte der Revisionsstillstand zur Durchführung des Brennelementwechsels und der Instandhaltungsarbeiten insgesamt 25 Tage. Dabei wurden verschiedene Verbesserungen und Erneuerungen an sicherheitsbestimmenden Komponenten und Einrichtungen vorgenommen.

Im Block 1 ereignete sich im Berichtsjahr keine ungeplante Reaktorschnellabschaltung. Im Block 2 waren insgesamt drei Reaktorschnellabschaltungen zu verzeichnen: Zweimal bei Funktionstests und einmal während des Hochfahrens nach dem Revisionsstillstand bei 12% Leistung. Eine Turbinenschnellabschaltung bewirkte eine automatische Reduktion der Reaktorleistung auf 50%.

Die für das regionale Fernwärmenetz (RE-FUNA) von beiden Blöcken gelieferte Wärmemenge belief sich im Jahr 2003 auf insgesamt 148 GWh_{th}.

Die Kühlwassertemperatur am Austritt des Kondensators bzw. Eintritt in die Aare darf die

erlaubten 32 °C nicht überschreiten. Diese Forderung kann bei hoher Kühlwasser-Eintrittstemperatur nur durch Verringerung der Blockleistung erfüllt werden. Wegen der heissen Witterung und den entsprechend hohen Wassertemperaturen in der Aare (max. gemessener Wert: 25,6 °C) mussten an mehreren Tagen jeweils nachmittags Leistungsreduktionen von bis zu 15% vorgenommen werden.

Am 28. September 2003 um 03:01 Uhr fielen eine Hauptstromleitung von der Schweiz nach Italien und in der Folge auch alle weiteren Transitleitungen aus der Schweiz, aus Frankreich, Österreich und Slowenien nach Italien wegen Überlastung aus. Der Netzausfall in Italien bewirkte eine Netzstörung in der Schweiz. Das Kernkraftwerk Beznau wurde danach von der Netzregelstelle ENL angewiesen, wegen des reduzierten Bedarfs die Leistung auf 65% zu senken. Im Verlauf des Tages konnte wieder Volllast erreicht werden.

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 1* wurde ein Vorkommnis der Klasse B gemäss HSK-Richtlinie R-15 und der Stufe 0 der internationalen Bewertungsskala INES (siehe Anhang Tabelle B2) zugeordnet:

– Bei der Inbetriebnahme der neuen Harzabfüllstation wurde der Harztank an das Gassystem angeschlossen. Am gleichen Tag bemerkte ein Reaktoroperator anlässlich des periodischen Rundganges im Nebengebäude einen starken Druckabfall im Gassystem. Abklärungen ergaben, dass über offene Armaturen eine geringe Menge Rückstandsgas in den Fassvorbereitungsraum und von da in die Umgebung ausgetreten war. Nach konservativer Berechnung entsprach die abgegebene Gasmenge lediglich ca. 0,01% der erlaubten Kurzzeitabgabelimite (KAL). Es bestand somit zu keinem Zeitpunkt eine Gefährdung der Um-

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

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

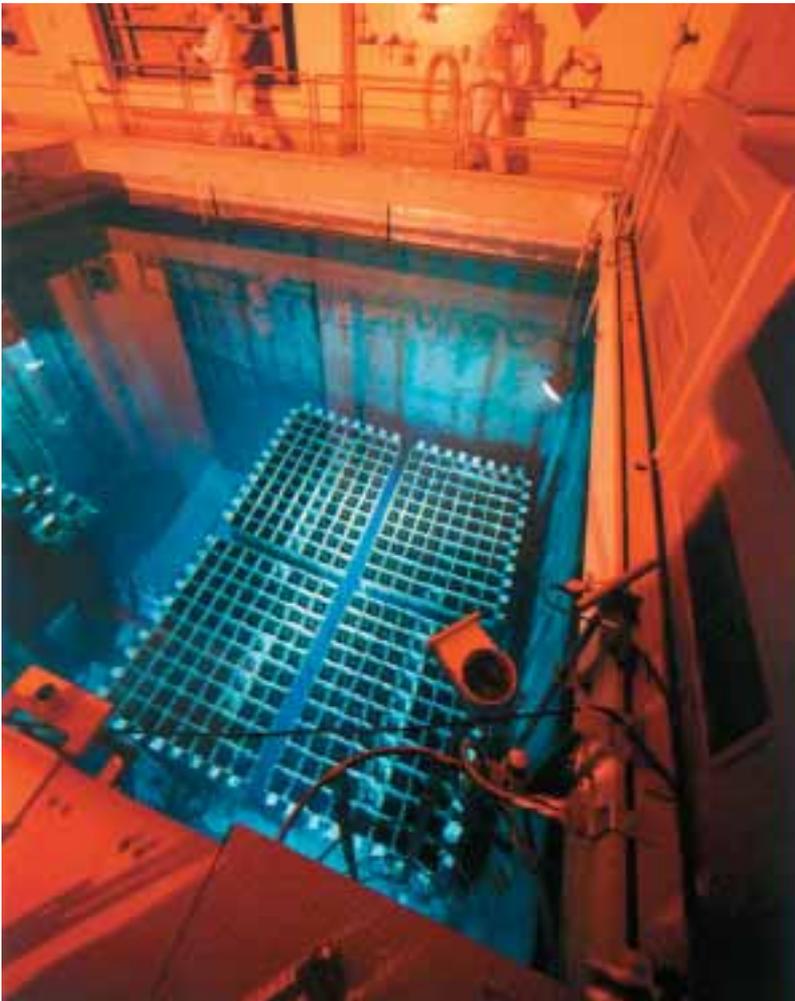
welt. Als Massnahme wurden konstruktive Änderungen vorgenommen, damit eine unkontrollierte Gasfreisetzung in die Atmosphäre künftig verhindert werden kann.

Im *Block 2* wurden drei Vorkommnisse der Klasse B gemäss R-15 und der Stufe 0 der internationalen Bewertungsskala INES zugeordnet:

- Beim monatlich zu erbringenden Verfügbarkeitsnachweis der Abblaseölpumpen wird nachgewiesen, dass der zum Öffnen der Frischdampf-abblaseventile benötigte Öldruck erreicht wird. Beim Test vom 29. Januar 2003 konnte sich infolge einer Fehlfunktion eines Druckhalteventils ein unzulässig hoher Druck im System aufbauen. Dies führte in der Folge zum Öffnen mehrerer Abblaseventile, was auslegungsgemäss eine Frischdampfisolierung und eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge hatte. Die Anlage wurde abgekühlt und das Abblaseölsystem überprüft. Bei allen Servomotoren der Abblaseventile wurden starke Fremdstoffablagerungen festgestellt. Das Druckhalteventil wies zudem einseitig Längsriefen auf. Die hydraulischen Komponenten

**Blick in das
Brennelement-
Lagerbecken.**

Foto: KKB



wurden gereinigt, wo nötig ersetzt und anschliessend die Funktionskontrolle der Abblaseölpumpen erfolgreich wiederholt. In der darauf folgenden Revisionsabstellung im Sommer 2003 wurde das Abblaseölsystem gespült, um Ablagerungen des alten Öls aus den Leitungen, insbesondere auch aus den Rücklaufleitungen, zu entfernen.

- Bei einem monatlichen Funktionstest der Reaktor-Tripschalter wurde der Tripschalter A geöffnet, bevor der zugehörige Bypass zum Tripschalter eingelegt war. Diese Fehlhandlung führte richtigerweise zur unmittelbaren Reaktorschnellabschaltung. Beteiligt waren erfahrene Operateure. Durch eine bewusster, kontrolliertere Vorgehensweise hätte die Fehlhandlung vermieden werden können. Als Massnahme wurden die Prüfvorschrift verbessert und das Bewusstsein für die Selbstkontrolle verstärkt.
- Die Anlage wurde nach dem Abschluss des Revisionsstillstandes und der Inbetriebsetzungsprüfungen wieder angefahren. Beim Belasten der ersten Turbogruppe fiel die Speisewasserpumpe bei einer Reaktorleistung von 12% unerwartet aus. Ursache dafür waren Fehlstellungen von Handventilen in der Messleitung zur Speisewasserdurchflussmessung. Eine automatische bzw. manuelle Umschaltung auf die Reservespeisewasserpumpe war nicht möglich, da deren Saugdruck-Überwachungsmanostat ausgefallen war. Dadurch fehlte die Bespeisung der Dampferzeuger. Um zu verhindern, dass das Reaktorschutzkriterium «Dampferzeuger-Niveau tief» erreicht wird, was zu einer automatischen Reaktorschnellabschaltung geführt hätte, wurde bei der betroffenen Turbogruppe von Hand eine Schnellabschaltung ausgelöst. Trotzdem erfolgte auslegungsgemäss auch eine Reaktorschnellabschaltung. Nach der Richtigstellung der Handventile an der Speisewasserdurchflussmessung und dem Austausch des defekten Manostaten wurde mit beiden Speisewasserpumpen ein Testlauf durchgeführt. Dieser verlief erfolgreich. Als eine der Massnahmen wurde eine zusätzliche Kontrolle eingeführt: Künftig muss nach einer Revisionsabstellung, unmittelbar vor dem Anfahren der Anlage, die Betriebsbereitschaft aller für einen sicheren und störungsfreien Betrieb erforderlichen Druck- und Differenzdruck-Messstellen kontrolliert werden.

Das erste Vorkommnis in Block 2 lässt sich auf technische Mängel zurückführen. Bei den

übrigen Vorkommnissen waren auch organisatorische Mängel ausschlaggebend. Alle Vorkommnisse hatten geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Die HSK hat die von KKB getroffenen Sofortmassnahmen, die durchgeführten Abklärungen und die vorgesehenen weiteren Massnahmen geprüft und als zweckmässig befunden. In zwei Fällen hat sie zusätzliche Abklärungen gefordert.

Die klassierten Vorkommnisse der letzten zehn Jahre sind in der Figur A2 dargestellt.

1.2.2 Arbeiten während der Stillstände zum Brennelementwechsel

Block 1 wurde wie geplant am 10. Juni 2003 vom Netz getrennt und für den zweiten Kurzstillstand abgestellt. Die Abstellung dauerte 10 Tage und diente primär dem Brennelementwechsel. Die übrigen Arbeiten konzentrierten sich hauptsächlich auf die System- und Komponententests beim Abstellen sowie beim Wiederanfahren der Anlage. Grössere Instandsetzungsarbeiten und Anlagenänderungen wurden nur wenige durchgeführt. Nennenswert ist der altersbedingte Ersatz der Erdbebeninstrumentierung sowie der Austausch des Axiallagers der Notspeisewasserpumpe.

Bei den Wiederholungsprüfungen sind die visuelle Inspektion am Reaktordruckbehälterdeckel sowie die Dichtheitsprüfungen an den Containment-Isolationsarmaturen und an den Containment-Schleusen hervorzuheben. Erwähnenswerte Veränderungen oder Mängel, die die sichere Funktion von Komponenten und Systemen gefährden könnten, wurden nicht festgestellt.

Am 20. Juni wurde die erste Turbogruppe mit dem Netz synchronisiert. Vollast wurde am 24. Juni 2003 erreicht.

Im *Revisionsstillstand des Blocks 2* vom 25. Juli bis zum 19. August 2003 wurden Routine-tätigkeiten wie Brennelementwechsel, elektrische und mechanische Inspektionen, zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen, wiederkehrende Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen sowie Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten durchgeführt. In Ergänzung zu den üblichen Revisionsarbeiten wurden zahlreiche Anlagenänderungen vorgenommen (siehe dazu Kap. 1.2.3).

Nachfolgend sind die wichtigsten zerstörungsfreien wiederkehrenden Prüfungen an Behältern und Wärmetauschern, Rohrleitungen, Pumpen, Armaturen und ihren Abstützungen aufgeführt. Es wurden keine bedeutenden Befunde festgestellt:

– Am Reaktordruckbehälterdeckel wurden umfangreiche Prüfungen durchgeführt. Alle 36 Deckeldurchführungen wurden im Bereich ihrer Einschweissung in den Deckel und sieben im Bereich der Mischnaht vom Rohr zum Flansch von innen mit Wirbelstromverfahren geprüft. Es wurden keine registrierpflichtigen Anzeigen festgestellt. Die Prüfung von neun Deckelbolzen ergab ebenfalls keine registrierpflichtigen Anzeigen. Die Sichtprüfung des RDB-Deckels sowohl «kalt abgestellt» als auch bei «Druck und Temperatur» bei montierter Wärmeisolation ergab keine Anzeichen für Leckagen.

– Die Mischnaht des Surgeline-Stutzens am Druckhalter und alle Rundnähte der Surgeline wurden erstmals automatisiert mit Ultraschall geprüft. Sie sind befundfrei.

– Die lokalen Dichtheitsprüfungen am Containment wurden gemäss Technischer Spezifikation durchgeführt. An der Ventilationsdurchdringung G4 trat eine erhöhte Leckrate auf. Die Armaturen dieser Durchdringung werden im Brennelementwechsel 2004 ersetzt. Die maximal zulässige Leckage gemäss Technischer Spezifikation wird nicht überschritten.

Die gemäss den Wiederholungsprüfprogrammen und zugehörigen Vorschriften durchgeführten Prüfungen und Funktionskontrollen an elektrischen Ausrüstungen ergaben durchwegs gute Ergebnisse. Nennenswert sind insbesondere die Diagnoseprüfungen an Motorantrieben, Kontrolle von Schutzeinstellungen, Messungen und Kalibrierungen bei der Instrumentierung sowie die Integraltests des Reaktorschutz- und Regelsystems, des Notstandschutzsystems und der Leittechnik des Notspeisewassersystems.

Wichtige präventive Instandhaltungsarbeiten waren: Die Revision der Motor-Generator-Umformer zur Anspeisung der Steuerstabantriebe, der Austausch der Steuerschränke der beiden Steuerstabantriebs-Umformerguppen, der Austausch des Blocktrafos zu Turbogruppe 21, der Ersatz der Stromwandler in der 6-kV-Eigenbedarfsanlage sowie die Kontrolle von Leistungsschaltern. Zudem wurden – als Massnahme des Alterungsüberwachungsprogrammes – die bisherigen Kabel der Motorantriebe der Sumpfrezirkulationspumpen im Containment durch eine komplett neue Verkabelung ersetzt.

Erwähnenswerte zustandsorientierte Instandhaltungsarbeiten sind u.a. der Ersatz einiger Zellen der Notstrombatterien, deren Säure-

und Spannungswerte nach den Entladungsprüfungen ausserhalb der Toleranzen lagen, sowie die Reparatur eines Messkanals der Wasserstoff-Konzentrationsmessung im Containment.

Veränderungen oder Mängel, die die sichere Funktion von Komponenten und Systemen gefährden könnten, wurden nicht festgestellt.

1.2.3 Anlagenänderungen

Im *Block 1* sind im Berichtsjahr infolge des Kurzstillstandes nur wenige Anlagenänderungen durchgeführt worden:

- Die seit dem Jahre 1977 bestehende Erdbebeninstrumentierung beider Blöcke wurde durch eine neue, dem Stand der Technik entsprechende Instrumentierung ersetzt. Die neue Ausrüstung besteht aus sechs in der Anlage verteilten Sensoren, Vororteinheiten und einem Zentralschrank, welcher im Notstandgebäude des Blocks 2 installiert ist. Zwei der sechs Sensoren wurden im Block 1, zwei im Block 2 und zwei im freien Feld installiert. Die Installation erfolgte während der diesjährigen Revisionsstillstände. Die Abnahmetests wurden Anfang September 2003 durchgeführt. Danach wurden die neue und die alte Ausrüstung für einige Zeit parallel betrieben. Die HSK hat diese Ertüchtigung begutachtet und zur Inbetriebnahme freigegeben.
- Das Axiallager an der Notspeisewasserpumpe wurde durch ein Lager mit grösserem Axialspiel ersetzt. Durch das Vergrössern des Lagerspiels sollte die im Vergleich zur analogen Pumpe im Block 2 um ca. 20 °C erhöhte Lagertemperatur abgesenkt werden. Die Massnahme brachte nicht den gewünschten Effekt. Weitere Schritte werden mit dem Lieferanten und dem Pumpenhersteller abgesprochen.

Im *Block 2* wurden folgende Anlagenänderungen durchgeführt:

- Wasserstoff-(H₂-)Rekombinatoren haben die Aufgabe, bei Auslegungsstörfällen sowie bei auslegungsüberschreitenden Störfällen die freigesetzten brennbaren Gase (Wasserstoff und eventuell Kohlenmonoxid) zu Wasserdampf respektive Kohlendioxid zu oxidieren. Die seit 1981 bzw. 1982 im KKB installierten, elektrisch beheizten, aktiven H₂-Rekombinatoren waren ausgelegt für Auslegungsstörfälle und wurden nun durch sieben wesentlich leistungsfähigere, passive autokatalytische Rekombinatoren ersetzt, welche auf drei verschiedenen Ebenen des Containments eingebaut wurden. Die katalytische Reaktion in den passiven Rekombinatoren startet selbsttätig

bei geringen H₂-Konzentrationen. Jeder der Rekombinatoren enthält 150 Katalysatorbleche, welche mit Platin und Palladium beschichtet sind, die die gewünschte katalytische Reaktion bewirken. Die Kapazität der Rekombinatoren ist so ausgelegt, dass die bei einem Auslegungsstörfall und bei einem schweren Unfall in das Containment freigesetzte Menge von brennbaren Gasen stets unterhalb des Wertes gehalten wird, bei dem eine Gefährdung des Containments durch Verbrennungsvorgänge zu erwarten ist.

- Die Wärmeabfuhr aus Relais- und Apparateräumen der Halonzonen 1 bis 5 wurde durch Umrüstung der Lüftungsanlage verbessert. Die Raumtemperaturen bleiben nun auch bei extremen Aussentemperaturen im Hochsommer im Bereich von 22 bis 25 °C, was die Lebensdauer der dort eingebauten, elektrischen Apparaturen wesentlich verlängert.
- Die bestehende Erdbebeninstrumentierung wurde durch eine neue ersetzt (siehe Block 1).
- Zur Verbesserung des Brandschutzes im Containment und Ringraum wurden elektrische Durchführungen mit so genannten Fire-Stops versehen, die Jodfilteranlagen mit Rauchmeldern ausgerüstet, Kommunikationsverbindungen für die Feuerwehr installiert und die Brandmelder und Flammenmelder im Containment ersetzt.
- Die Abdichtung der Haupt- und Notschleuse zwischen der Innenseite des Reaktorgebäudes und der Aussenseite der Schleusenzylinder erfolgt durch eine Doppelprofilgummidichtung. Da der Ersatz dieser 30-jährigen Dichtung schwierig ist, wurde eine neue Dichtung, in Serie zur bestehenden, eingebaut.
- Verschiedene Durchdringungen des Containments von Prozessrohren wurden auf ihre Knickfestigkeit untersucht. Durchdringungen mit kleinen Prozessrohr-Durchmessern sind mit Stützvorrichtungen ertüchtigt worden (analog Block 1 im Jahr 2002). Ein Ausknicken der kleinen Prozessrohre beim lokalen Dichtigkeitstest der Durchdringungen kann damit in Zukunft vermieden werden.
- Die oberen Dichtungen an den Thermoelement-Durchführungen auf dem Reaktor-Druckbehälterdeckel wurden ersetzt (analog Block 1 im Jahr 2002). Durch die neue, verbesserte Konstruktion wird die Zeit für Demontage und Remontage der Durchdringungen wesentlich verkürzt. Damit kann die Dosisbelastung des Personals bei diesen Arbeiten erheblich reduziert werden.

– Im Rahmen der begonnenen Erweiterung der 120-V-Gleichstromverteilung auf ein 4-strängiges System sind zwei neue Unterverteilungen räumlich getrennt aufgestellt worden. Dadurch konnte eine bessere Aufteilung der Überwachung der Steuerkreise erreicht und eine Verbesserung der Spannungsversorgung der Reaktortripschalter realisiert werden.

1.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Bei beiden Blöcken gab es im Berichtszeitraum keine Brennelementdefekte.

Während des Brennelementwechsels von Block 1 wurden 16 neue Uranoxid-Brennelemente dem Kern zugeladen. Darunter befinden sich acht Brennelemente aus wiederaufgearbeitetem, angereichertem Uran (Enriched Uranium Product, EUP). Der Reaktorkern von Block 1 enthält im Betriebszyklus 2003/04 insgesamt 32 Uran/Plutonium-Mischoxid-Brennelemente (MOX-Brennelemente), von denen 24 bei der belgischen Firma Belgonucléaire gefertigt wurden. Die übrigen acht MOX-Brennelemente stammen aus der Produktion der britischen Firma BNFL.

Während des Revisionsstillstands in Block 2 wurden 24 Brennelemente durch neue Uranoxid-Brennelemente, darunter vier EUP-Brennelemente, ersetzt. Der Reaktorkern von Block 2 enthält im Betriebszyklus 2003/04 insgesamt 28 MOX-Brennelemente, die bei Belgonucléaire (12) und der französischen Firma Cogema (16) hergestellt wurden.

Die Untersuchungen zur Schadensursache von vier defekten MOX-Brennelementen der Firma BNFL (siehe Jahresberichte 2000 bis 2002) wurden abgeschlossen. Diese Brennelemente sowie vorsorglich auch die übrigen acht (intakten) Brennelemente der gleichen Lieferung waren im Sommer 2000 aus dem Kern von Block 1 entladen worden. Gemäss den Untersuchungen sind die Schäden auf zeitweilige Mängel im Fertigungsprozess der Brennstofftabletten zurückzuführen. Die HSK hat die Untersuchungsergebnisse geprüft und dem Wiedereinsatz der oben genannten acht intakten MOX-Brennelemente zugestimmt, da diese nicht von den Fertigungsmängeln betroffen sind.

1.2.5 Gutachten der HSK zum Gesuch der NOK um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für KKB 2

Im Rahmen der Bearbeitung des Gesuchs³ der Nordostschweizerischen Kraftwerke AG (NOK) für das Kernkraftwerk Beznau 2 um Aufhebung



Blick auf die beiden Blöcke des Kernkraftwerkes Beznau.

Foto: KKB

der Befristung der Betriebsbewilligung hat die HSK im Jahr 2003 ein Gutachten erstellt. Die Begutachtung wurde auf der Grundlage der von der NOK eingereichten technischen Dokumentation zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung durchgeführt. Das Gutachten stellt eine ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks dar. Schwerpunktässig beruht die Beurteilung auf der Auswertung der kraftwerksspezifischen Betriebserfahrung der letzten zehn Jahre und der aktualisierten probabilistischen Sicherheitsanalyse. Dabei wurden auch relevante Betriebserfahrungen und Ereignisse anderer Kraftwerke berücksichtigt.

Als Ergebnis der Begutachtung stellt die HSK fest, dass im Kernkraftwerk Beznau ein hohes Mass an technischer und organisatorischer Sicherheitsvorsorge getroffen ist. Die Anlage wurde während der vergangenen zehn Jahre zuverlässig betrieben und in dieser Zeit durch Nachrüstungen weiter modernisiert und verbessert. Mit dem eingeführten Alterungsüberwachungsprogramm wird sichergestellt, dass die alterungsbedingten Degradationsmechanismen systematisch erfasst und überwacht werden. Mit gezielten Massnahmen wird die Sicherheit gewährleistet. Durch ein umfassendes Qualitätsmanagementsystem wird die Anwendung und Weiterentwicklung von sicherheitsrelevanten Prozessen laufend gefördert.

³ NOK Brief, Betriebsbewilligung Kernkraftwerk Beznau 2 (KKB 2), Gesuch um Aufhebung der Befristung, 17. November 2000



**Vorbereitung zum
Abheben des
Reaktordruck-
behälterdeckels.**

Foto: KKB

Die im HSK-Gutachten geforderten Massnahmen betreffen u.a. Nachweise, die von KKB zu erbringen sind, um den hohen Sicherheitsstand zu dokumentieren. Gegebenenfalls sind auch Nachrüstungen erforderlich.

Die HSK wird ihre Erkenntnisse in ihrem Gutachten, welches im Jahr 2004 veröffentlicht wird, darlegen.

1.3 Strahlenschutz

1.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 2003 (Daten für 2002 in Klammern) wurden im KKB folgende Kollektivdosen ermittelt:

| KKB 1 | | |
|-----------------------------------------------------|-------------------------------|--------|
| Aktionen | Kollektivdosis Personen-Sv | |
| Brennelementwechsel (2002: Revisionsstillstand): | 0,07 | (0,37) |
| Leistungsbetrieb | 0,06 | (0,07) |
| gesamte Jahreskollektivdosis | 0,13 | (0,44) |

| KKB 2 | | |
|-------------------------------------------|-------------------------------|--------|
| Aktionen | Kollektivdosis Personen-Sv | |
| Revisionsstillstand (2002: BE-Wechsel) | 0,27 | (0,09) |
| Leistungsbetrieb | 0,06 | (0,07) |
| gesamte Jahreskollektivdosis | 0,33 | (0,16) |

| KKB 1 + 2 | | |
|----------------------------------------|-------------------------------|--------|
| Aktionen | Kollektivdosis Personen-Sv | |
| Revisionsstillstand bzw. BE-Wechsel | 0,34 | (0,46) |
| Leistungsbetrieb | 0,12 | (0,13) |
| gesamte Jahreskollektivdosis | 0,46 | (0,59) |

Als Folge des optimierten Abschirmungskonzeptes und des strahlenschutzbewussten Personalverhaltens in der kontrollierten Zone ist die Kollektivdosis auch bei grösseren Arbeiten während des Revisionsstillstands tief. Die höchste im KKB registrierte Individualdosis betrug 9,5 mSv (11,7 mSv) und liegt damit unter dem Dosisgrenzwert der Strahlenschutzverordnung für beruflich strahlenexponierte Personen von 20 mSv pro Jahr. Nähere Angaben sind aus den Tabellen A5 bis A10 und den Figuren A5 bis A8 ersichtlich. Während der gesamten Berichtsperiode gab es in beiden Blöcken keine Personenkontaminationen, die nicht mit den üblichen Mitteln (Händewaschen, Duschen) entfernt werden konnten. Die Inkorporationsüberwachung mittels Quick-Counter ergab keinen Hinweis auf Inkorporationen. In beiden Blöcken der Anlage Beznau traten an den allgemein zugänglichen Orten keine unzulässigen Kontaminationen auf, wie laufend durchgeführte Kontaminationskontrollen der Luft und der Oberflächen bestätigten.

Im Block 1 bewährte sich wiederum das Anbringen der Standardabschirmung am Reaktordruckbehälter-Deckel. Da in den zwei unteren Stockwerken des Sicherheitsgebäudes keine besonderen Arbeiten durchgeführt wurden, mussten dort keine weiteren Abschirmungen aufgebaut werden. Die Räumlichkeiten wurden abgesperrt. Die Ortsdosisleistung an den Komponenten des Hauptkühlkreislaufes liegt im Bereich des Vorjahres und zeigt weiterhin eine sinkende Tendenz. Die optimierte Wasserchemie beim Abfahren der Anlage (Abfahrchemie) hat sich wiederum bewährt. Das Isotop Kobalt-58 (Co-58) konnte mit den Reinigungsfiltern weitgehend aus dem Primärwasser entfernt werden, nachdem in früheren Jahren höhere Aktivitätskonzentrationen aufgetreten waren (siehe HSK-Jahresbericht 2002). Der Trend zu geringerer Ortsdosisleistung in der Primäranlage stellte sich wieder ein. Es wurden keine Kontaminationsausbreitungen oder -verschleppungen festgestellt. Nur während der Wasserstrahlreinigung der Dichtfläche des Reaktordruckbehälter-Deckels wurde eine leichte Luftkontamination festgestellt. Dennoch waren keine besonderen Strahlenschutzmassnahmen erforderlich. Die für den Stillstand geplante Kollektivdosis von 92 Pers.-mSv wurde wegen der niedrigen Ortsdosisleistung mit 73 Pers.-mSv deutlich unterschritten. Die Kollektivdosis für den Wechsel der schadenfreien Brennelemente war mit 35 Pers.-mSv gering.

Im Block 2 wurde die für die Revisionsabstellung geplante Kollektivdosis von 286 Pers.-mSv mit 267 Pers.-mSv leicht unterschritten. Die Ortsdosisleistungen in der Anlage liegen im Bereich des Vorjahres, die Tendenz ist sinkend. Insgesamt kamen 48 Tonnen Blei für die Abschirmungen zum Einsatz. Auch im Block 2 konnte auf einen Teil der üblichen Abschirmmassnahmen im Sicherheitsgebäude verzichtet werden, da in einem Sektor des 1. Untergeschosses keine Revisionsarbeiten vorgesehen waren. Dieser abgesperrte Bereich wurde nur nach Absprache mit dem Strahlenschutzpersonal betreten.

Die HSK überzeugte sich anlässlich zahlreicher Inspektionen (davon eine unangemeldete), dass in beiden Blöcken des KKB ein moderner und guter Strahlenschutz betrieben wird.

1.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

Die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe aus dem KKB, die Jahresabgaben 2003

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 über die Abluft in Form von Aerosolen, Jod und Edelgasen lagen deutlich unterhalb der in der Betriebsbewilligung festgelegten Grenzwerte. Beim Abwasser gilt dies auch für die radioaktiven Abgaben ohne Tritium. Die für Druckwasserreaktoren typischen Tritium-Abgaben des KKB betragen etwa 16% (2002: 14%) des Jahresgrenzwertes. Tabelle A4b zeigt den Verlauf der Abgaben von Edelgasen und Jod über die Abluft resp. für Tritium und andere radioaktive Stoffe über das Abwasser während der letzten fünf Jahre. Abgabewerte unter 1 Promille der Abgabegrenzwerte werden nicht ausgewiesen.

Aus den tatsächlich über die Abluft und das Abwasser abgegebenen radioaktiven Stoffen wird unter ungünstigen Annahmen die Jahresdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung des KKB berechnet. Sie liegt mit ca. 0,0013 mSv für Erwachsene und 0,0022 mSv für Kleinkinder deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwerts von 0,3 mSv/Jahr gemäss der aktualisierten HSK-Richtlinie R-11. Die Dosis resultiert primär aus der Abgabe von Kohlenstoff-14 (C-14). Dieses Nuklid entsteht im Reaktor aus Stickstoff, Kohlenstoff und Sauerstoff durch Reaktion mit Neutronen. Die für die Dosisberechnungen im Berichtsjahr verwendeten C-14-Abgaben des KKB basieren wie bis anhin auf Erfahrungswerten (vgl. auch Kap. 1.3.3). 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 auf Grund der Strahlenschutzgesetzgebung keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und der daraus resultierenden Dosis für die Bevölkerung notwendig wären. Um die internationalen PARCOM-Empfehlung 91/4, welche eine Reduktion der radioaktiven Einleitungen in die Nordsee resp. deren Zuflüsse zum Ziel hat, zu berücksichtigen, hat KKB im Berichtsjahr aber seine Anstrengungen zur Verminderung der flüssigen Abgaben an die Aare intensiviert. Daraus resultierte eine Abnahme der flüssigen radioaktiven Abgaben ohne Tritium auf etwa die Hälfte des Vorjahreswertes.

Die Dosisleistungs-Messsonden des von der HSK betriebenen Messnetzes (MADUK) in

der Umgebung des Werkes ergaben keine durch den Betrieb der Anlage erhöhten Werte (siehe Figur A10). Die Thermolumineszenz-Dosimeter (TLD), die an mehreren Stellen am Zaun des Kraftwerkareals die Dosis messen, zeigten keine signifikante Erhöhung über der Untergrundstrahlung. Bei den quartalsweise von der HSK zur Kontrolle durchgeführten Messungen an der Umzäunung des KKB wurden ebenfalls keine signifikanten Erhöhungen festgestellt. Die Immissionsgrenzwerte für Direktstrahlung ausserhalb des Betriebsareals von 1 mSv pro Jahr für Wohn-, Aufenthalts- und Arbeitsräume und von 5 mSv pro Jahr für andere Bereiche nach Artikel 102 Absatz 3 der Strahlenschutzverordnung wurden eingehalten.

1.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

Die Messgeräte zur Überwachung der Aktivitäts- und Strahlenpegel in der Anlage sowie der radioaktiven Abgaben an die Umwelt, die Personenmonitore und die Personendosimetersysteme wurden von der HSK stichprobenweise inspiziert. Die HSK hat sich anhand der entsprechenden Prüfprotokolle und Dokumente des Betreibers und durch eigene Kontrollen in der Anlage davon überzeugt, dass die regelmässigen Überprüfungen der Messgeräte durch das Kraftwerkspersonal vorschriftsgemäss durchgeführt wurden und dass die Messgeräte einwandfrei funktionierten.

Wie vorgesehen wurde im KKB 1 zu Beginn des Berichtsjahres eine zusätzliche Probenahmestelle für die systematische Messung der Abgaben von Tritium und Radiokohlenstoff (C-14) mit der Kaminfortluft versuchsweise in Betrieb genommen. Die Messstelle dient der Beweissicherung und der Überprüfung der für die Dosisleistungsberechnungen angenommenen C-14- und Tritium-Abgaben. Während der Inbetriebnahme- und Versuchsphase zeigte sich die Notwendigkeit für weitere Optimierungen an der Messapparatur. Die berechnete Dosis für C-14 basiert deshalb wie in den Vorjahren nicht auf aktuellen Messergebnissen, sondern auf Erfahrungswerten.

Zusätzlich werden bestimmte Messsysteme jedes Jahr im Rahmen von Vergleichsmessungen, an denen verschiedene nationale Labors bzw. Messstellen teilnehmen, überprüft:

– Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und die halbjährlich durchgeführten Vergleichsmessungen der SUEP von Aerosol- und Jodfiltern sowie von Abwasserproben

zeigten eine gute Übereinstimmung mit den Werten des Kernkraftwerks Beznau.

– An der vom Bundesamt für Gesundheit (BAG) und der HSK gemeinsam organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für Personendosimetriestellen hat die Dosimetriestelle des KKB im Berichtsjahr, wie in der Anerkennungsverfügung gefordert, teilgenommen. Am Referenzpunkt überschätzte dabei die Dosimetriestelle des KKB die Dosis um ca. 14% und lag somit ausserhalb der erforderlichen Messgenauigkeit von $\pm 10\%$. Unter Berücksichtigung, dass das gegenwärtig im KKB eingesetzte Dosimetriesystem im ersten Halbjahr 2004 vollständig ersetzt und neu anerkannt wird und dass die vorliegende Kalibration des Systems allenfalls zu einer geringfügigen Überschätzung der durch eine Person akkumulierten Strahlendosis führt, verlangte die HSK keine sofortige Überprüfung und Neukalibrierung des existierenden Personendosimetriesystems.

1.4 Personal und Organisation

1.4.1 Organisation und Betriebsführung

Das KKB hat auf Anfang 2003 zwei neue Ressorts geschaffen. Der Bereich Werkschutz wurde aufgeteilt in das Ressort Betriebswache und das Ressort Werkschutz, in welchem die Arbeitssicherheit, der Brandschutz mit Feuerwehr und die übergeordneten und technischen Aspekte der Sicherung angesiedelt sind. Die Werksbelegschaft umfasste Ende des Berichtsjahres 497 Personen (2002: 481).

Die HSK trifft sich jährlich mit der Direktion und der Geschäftsleitung jedes schweizerischen Kernkraftwerks an so genannten Direktionssitzungen. Dabei werden die Jahresziele des Werkes, organisatorische Anpassungen, grössere Projekte und auch finanzielle Themen, wie z.B. Auswirkungen der Veränderungen im Elektrizitätsmarkt auf den Kernkraftwerksbetrieb, diskutiert. KKB erwähnte, dass es die Stromproduktion der beiden Blöcke und damit den Arbeitsplatz Beznau so absichern möchte, dass es sich im zukünftigen Elektrizitätsmarkt behaupten kann. Als Voraussetzungen dazu sieht das KKB eine hohe Anlagensicherheit, eine hohe Qualität der Arbeit, geringe Strahlung, wenig Arbeitsunfälle, einen hohen Ausbildungsstand und ein gutes Erscheinungsbild.

Der Geschäftsbereich Kernenergie der NOK, zu dem auch KKB gehört, hat ein integrier-

tes Managementsystem geschaffen, welches alle Aspekte des Kraftwerkbetriebs umfasst: Qualitätsmanagement, Umweltmanagement, Arbeitssicherheit und Finanzen. Im April 2003 hat die NOK auf Grund eines mehrtägigen Audits durch die Firma SQS das Zertifikat dafür erhalten, dass der Bereich Qualitätsmanagement des Systems der Norm ISO-9001:2000 entspricht. Das Zertifikat garantiert die Einhaltung der in der Norm ISO-9001:2000 aufgeführten Forderungen, aber nicht notwendigerweise die Erfüllung der inhaltlichen Aspekte der nuklearen Sicherheit, welche z.B. detailliert in Dokumenten der IAEA formuliert sind (Safety Series 50-C/SG-Q, Quality Assurance). Deshalb wird die HSK weiterhin spezielle Prozesse des Managementsystems inspizieren, sowohl hinsichtlich der IAEA-Vorgaben bezüglich Qualitätsmanagement als auch entsprechend der in der Richtlinie HSK-R-17 (Organisation von Kernkraftwerken) formulierten Erwartungen der HSK.

Im Rahmen der Begutachtung der vom KKB durchgeführten periodischen Sicherheitsüberprüfung hat die HSK überprüft, mit welchen Massnahmen das KKB eine geeignete Sicherheitskultur fördert. Der Ansatz des KKB, Sicherheit nicht getrennt von den übrigen Unternehmenszielen zu verfolgen, sondern im Rahmen eines Integrierten Managementsystems, wird von der HSK als positiv beurteilt und entspricht Vorstellungen der IAEA (INSAG-13).

Der HSK wurden wiederholt Freigabeanträge zur Technischen Spezifikation eingereicht, die kurzfristige Verschiebungen von Arbeiten betrafen. Es handelte sich um Arbeiten, die nur während eines bestimmten Anlagenzustandes ausgeführt werden dürfen. Die HSK hat diese Anträge nach sorgfältiger Prüfung jeweils freigegeben, aber gleichzeitig klar gemacht, dass in Zukunft entsprechende Arbeiten rechtzeitig so geplant werden müssen, dass sie im vorgesehenen Anlagenzustand durchgeführt werden können.

1.4.2 Personal und Ausbildung

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals umfasst die Grundausbildung für die jeweilige Funktion im Kraftwerk und die periodische Wiederholungsschulung zur Aufrechterhaltung der Kompetenz und Fortbildung in Bezug auf die Weiterentwicklung von Anlage und Vorschriften. Das Schichtgruppentraining am Simulator in den USA war ausgerichtet auf die Beherrschung von betrieblichen Transienten und Störfällen, die Organisation der Zusammen-



arbeit in der Schichtgruppe, die Arbeitstechnik sowie die Alarm- und Vorschriftenabarbeitung. Ausbildungsschwerpunkte waren im Berichtsjahr Aspekte des Dampferzeugerheizrohrbruchs sowie diverse Betriebsstörungen. In einem Führungsseminar, welches gemeinsam mit anderen Schweizer Kernkraftwerken durchgeführt wurde, vertieften Schichtchefs ihre Führungskompetenz. Im Rahmen eines Spezialkurses wurde am anlageeigenen Kompaktsimulator kurz vor der Jahresrevision das Abfahren der Anlage zum Brennelementwechsel 2003 geübt.

Die HSK überprüfte eingehend das Vorgehen des KKB bei der Auswahl von neuem Betriebspersonal, bei der Selektion von Personal zur Weiterqualifizierung für höhere Funktionen, bei der periodischen Requalifizierung des lizenzierten Personals. Zudem inspizierte sie das Ausbildungsprogramm und einen Vertiefungskurs am Kompaktsimulator zur Bedienung der computergestützten Notfallvorschriften.

Im Rahmen eines IAEA-Projektes überprüfte die HSK die Strategien des KKB zur Sicherung und Weitergabe des Wissens an neue Mitarbeitende. Das KKB verfügt über eine langfristig vorausschauende Planung zum frühzeitigen Ersatz von in Pension gehenden Mitarbeitenden und wirksame Instrumente zur Weitergabe ihres Wissens und Könnens. Das KKB hat in den letzten Jahren einen ersten Generationenwechsel des Personals bereits erfolgreich vollzogen.

Im Berichtsjahr bestanden im KKB unter Aufsicht der HSK zwei Picketingenieure und ein Schichtchef ihre Lizenzprüfung. Sechs Mitarbeiter des KKB bestanden ihre Abschlussprü-

Transport des Reaktordruckbehälterdeckels zur Abstellposition.

Foto: KKB

fung der kerntechnischen Grundlagenausbildung an der PSI-Technikerschule unter Aufsicht der HSK. Grundlage für die Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals bildet die Richtlinie HSK-R-27. Die Anzahl lizenzierter Personen ist in Tabelle A2 zusammengestellt.

1.5 Gesamteindruck aus Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage Beznau in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung sind gut.

Im Berichtsjahr waren vier klassierte Vorkommnisse zu verzeichnen. Ein Vorkommnis liess sich auf technische Mängel zurückführen. Bei den übrigen Vorkommnissen waren auch organisatorische Mängel ausschlaggebend. Die Sicherheit der Anlage sowie der Strahlenschutz des Personals und der Bevölkerung waren durch die Vorkommnisse nicht beeinträchtigt. Die HSK hat die von KKB getroffenen Sofortmassnahmen, die durchgeführten Abklärungen und die vorgesehenen weiteren Massnahmen geprüft und als zweckmässig befunden. In zwei Fällen hat sie zusätzliche Abklärungen gefordert.

Im Block 1 fand, wie erstmals im Jahre 2001, eine Kurzabstellung statt. Sie diente primär dem Brennelementwechsel und dauerte ca. 10 Tage.

Im Block 2 dauerte der Revisionsstillstand zur Durchführung des Brennelementwechsels und der Instandhaltungsarbeiten insgesamt 25 Tage. Beide Revisionstillstände wurden professionell geplant und durchgeführt. Dabei wurden verschiedene Verbesserungen und Erneuerungen an sicherheitsbestimmenden Komponenten und Einrichtungen vorgenommen. Die gemäss den Wiederholungsprüfprogrammen und zugehörigen Vorschriften durchgeführten Prüfungen und Funktionskontrollen an elektrischen Ausrüstungen ergaben in beiden Blöcken durchwegs gute Ergebnisse. Als Massnahme gegen die Folgen schwerer Unfälle wurden sieben passive autokatalytische Wasserstoff-Rekombinatoren eingebaut. Mit Hilfe der Rekombinatoren wird der bei schweren Unfällen entstehende zündfähige Wasserstoff zu ungefährlichem Wasserdampf oxidiert. Zudem wurde die Wärmeabfuhr aus den Relais- und Apparateräumen der Halonzonen verbessert und Brandschutzmassnahmen im Containment und Ringraum realisiert. In beiden Blöcken ist der altersbedingte

Ersatz der Erdbebeninstrumentierung erwähnenswert.

Im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit führte die HSK während des Berichtsjahres rund 75 Inspektionen durch. Schwerpunkte waren dabei der Betrieb, der Strahlenschutz, die Wartungsarbeiten und die Erneuerungsarbeiten im Block 2. Die Ergebnisse der Inspektionen wurden dem Betreiber mitgeteilt und erkannte Verbesserungsmassnahmen durch ihn umgesetzt. Die HSK hat keine sicherheitstechnischen Defizite festgestellt, die den sicheren Betrieb der Anlage in Frage gestellt hätten.

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals erfolgt sorgfältig und gut strukturiert. Im Rahmen der Ausbildung wird der Vermittlung sicherheitsgerichteten Handelns grösstes Gewicht beigemessen. Durch die mindestens alle zwei Jahre erfolgende detaillierte Bewertung der Reaktoroperateure, Schichtchefs und Picketingenieure in anspruchsvollen Simulatortrainings stellt das KKB sicher, dass die Anlage ausschliesslich von kompetentem und teamfähigem Personal bedient wird. Bei den Prüfungen der kerntechnischen Grundlagen und den Lizenzprüfungen konnte sich die HSK von der Fachkompetenz des lizenzpflichtigen Personals überzeugen.

Das KKB verfügt im Rahmen seines integrierten Managementsystems über ein gutes Sicherheitsmanagement, das der Sicherheit in allen Betriebszuständen die erforderliche Priorität verschafft.

Ein Kritikpunkt der HSK betraf das Verschieben von Arbeiten in einen andern Anlagenzustand, die gemäss den Technischen Spezifikationen nur während eines bestimmten Anlagenzustandes ausgeführt werden dürfen. Die HSK hat diese Anträge nach sorgfältiger Prüfung jeweils freigegeben, aber gleichzeitig klar gemacht, dass in Zukunft entsprechende Arbeiten rechtzeitig so geplant werden müssen, dass sie im vorgesehenen Anlagenzustand durchgeführt werden können.

Aus Sicht des operationellen Strahlenschutzes wurden die Routinearbeiten und die Arbeiten im Rahmen der sicherheitstechnisch vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen erfolgreich durchgeführt. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen deutlich unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte. Damit ergab sich im Vergleich zur natürlich auftretenden Strahlenexposition nur eine unbedeutende Strahlendosis für die Bevölkerung.

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 B3 des Anhangs dargestellt; Figur B2 zeigt das Funktionsschema einer Siedewasserreaktoranlage.

Das Kernkraftwerk Mühleberg erreichte im Jahr 2003 eine Arbeitsausnutzung von 88,2% und eine Zeitverfügbarkeit von 91,7%. Die Revisionsarbeiten mit dem Brennstoffwechsel dauerten 23 Tage und bestimmten wesentlich die Nichtverfügbarkeit der Anlage.

Die Zeitverfügbarkeiten und die Arbeitsausnutzungen sind in Figur A1 dargestellt.

Für die Heizung der Wohnsiedlung «Steinriesel» wurden 1,9 GWh thermische Energie abgegeben.

Neben der geplanten Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen erfolgten zwei Reaktorabschaltungen: im einen Fall eine ungeplante Abschaltung wegen einer Leckage in einem Speisewasserstrang, im anderen Fall eine geplante Abschaltung zum Ersatz einer Gleitringdichtung einer Umwälzpumpe und gleichzeitiger Ortung und Behebung einer Leckage infolge eines Risses am Stutzen der Rückführung des Steuerstabfahrwassers in den Reaktordruckbehälter. Beide Vorkommnisse beeinflussten die Sicherheit der Anlage nicht.

Im Zuge des Wiederanfahrens der Anlage nach dem Revisionsstillstand musste der Reaktor infolge eines Verlustes der Wärmesenke manuell abgeschaltet werden. Auch hier war die Sicherheit der Anlage nicht gefährdet.

An mehreren heissen Tagen im Sommer 2003 musste zur Einhaltung der Vorgaben der kantonalen Gebrauchswasserkonzession die Anlagenleistung reduziert werden, da die Kühlwassertemperatur am Austritt des Kondensators bzw. Eintritt in die Aare maximal 33 °C betragen darf. Anlässlich des Ausfalls der Hauptstromleitungen nach Italien am 28. September

2003 wurde zur Gewährleistung der Netzstabilität und der Versorgungssicherheit nach Absprache mit dem Lastverteiler die Kraftwerksleistung kurzzeitig auf 90% abgesenkt.

2.2 Anlagensicherheit

2.2.1 Vorkommnisse

Entsprechend der HSK-Richtlinie R-15, Berichtserstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, wurden in die-sem Betriebsjahr vier Vorkommnisse der Klasse B und auf der internationalen Bewertungsskala INES der Stufe 0 zugeordnet (Anhang Tabelle B2).

Bei den Vorkommnissen handelt es sich um Störungen, deren Behebung eine Abstellung der Anlage zur Folge hatte.

Anfang Februar wurde während einer Anlagenbegehung im Bereich des Dampftunnels Maschinenhaus eine Dampfleckage festgestellt. Die Leckage konnte an der Durchflussmessung der Speisewasserleitung A lokalisiert werden. Da der Ort der Leckage nicht isoliert werden konnte, wurde zur Reparatur die Anlage in den Zustand «heiss unterkritisch» abgestellt. Als Leckageursache wurde an einem nicht mehr benötigten Druckmessanschluss am Messblendengehäuse ein Riss festgestellt. Als

Druckerhöhungspumpen des Hilfskühlwassersystems.

Foto: KKM





**Eine von drei
Speisewasser-
pumpen im
Maschinenhaus.**

Foto: KKM

Massnahme wurden die nicht mehr gebrauchten Messanschlüsse am Messgehäuse mit Blindzapfen verschraubt und verschweisst.

Die Überwachungsinstrumentierung der Reaktorwasserumwälzpumpe B deutete seit Anfang März auf eine langsame Funktionsbeeinträchtigung der Gleitringdichtung hin. Nachdem die Dichtungstemperatur einen hohen Wert erreicht hatte, wurde die Anlage zum Austausch der Dichtung abgefahren. Die defekte Dichtung wurde ersetzt und zur Untersuchung dem Hersteller zugesandt.

Die Zwischenabstellung zum Austausch der Gleitringdichtung an der Umwälzpumpe wurde gleichzeitig dazu benutzt, um die seit Mitte 2002 festgestellte Wasseransammlung im Drywellsumpf zu orten. Dabei konnte im heiss abgestellten Zustand der Anlage die Wasseraustrittsstelle im Bereich des Stutzens N9 (Rückführung des Steuerstabfahrwassers in den Reaktordruckbehälter) lokalisiert werden. Die Untersuchungen ergaben, dass es sich um Ermüdungsrisse infolge thermischer Schichtungszyklen im Bereich des Anschlussrohres des Stutzens N9 handelte. Die Risse wurden durch ein spezielles Schweissverfahren (Overlay-Schweissung) repariert. Damit die thermischen Schichtzyklen zukünftig vermieden werden, wurde die Fahrweise des Steuerstabrückführungssystems geändert. Die HSK hat verlangt, dass KKM alternative Lösungen zur Rückführung des Steuerstabfahrwassers in das Primärsystem ausarbeitet.

Während der Jahresrevision wurden bei beiden Turbinengruppen als Vorbereitung für den Ersatz des Vordruckreglers die elektrohydraulischen Wandler der Stellungs- und der Drehzahlregler ausgewechselt. Durch Eingriff

bei der Einstellung und Optimierung der neuen Reglerparameter verlor die Turbinenautomatik kurzzeitig das Drehzahlsignal, was automatisch ein Brechen des Vakuums im Turbinenkondensator auslöste. Da zu diesem Zeitpunkt das Vakuum an der zweiten Turbinengruppe noch nicht aufgebaut war, ging die Hauptwärmesenke verloren. Entsprechend der Betriebsvorschrift «Verlust der Wärmesenke» musste eine Handabschaltung des Reaktors eingeleitet werden, um dadurch eine grössere Drucktransiente zu vermeiden.

Bei den ersten drei Vorkommnissen waren technische Mängel, beim letztgenannten Koordinationsmängel zwischen den an den Prüfungen beteiligten Firmen die Ursache der Abstimmungen.

Die klassierten Vorkommnisse der letzten zehn Jahre sind in der Figur A2 dargestellt.

2.2.2 Arbeiten während des Stillstandes zum Brennelementwechsel

Am 10. August 2003 wurde die Anlage zum Revisionsstillstand 2003 abgestellt. Der Revisionsstillstand dauerte 23 Tage. Während dieser Zeit wurden Routinetätigkeiten wie Brennelementwechsel, elektrische und mechanische Inspektionen, zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen, wiederkehrende Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen sowie Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten durchgeführt. Die Revision endete mit dem Wiederanfahren der Anlage am 1. September 2003. Als sicherheitsrelevante Arbeiten sind die folgenden hervorzuheben:

Prüfungen am Reaktordruckbehälter (RDB) und seiner Einbauten: Am Kernmantel wurden die bekannten Rissbereiche der Horizontalnähte Nr. 4 und 11 mit Ultraschall- und Wirbelstromverfahren geprüft. Im Ganzen und über den Zeitraum seit 1993 betrachtet entspricht das festgestellte Risswachstum in etwa dem langjährigen Mittel. Insgesamt stellen die im Kernmantel vorhandenen Risse für den 32. Betriebszyklus keine Beeinträchtigung der Sicherheit dar. Die Prüfungen ausgewählter Längsnähte des Kernmantels, eines Zugankers und anderer Kerneinbauten zeigten deren einwandfreien Zustand.

Um die Entstehung neuer Risse zu verhindern und die Risswachstumsgeschwindigkeit bestehender Risse zu reduzieren, wurden kurz vor der Jahresrevision 2000 einmalig Edelmetalle (Pt und Rh) in einer chemischen Komplexform und seit November 2000 eine geringe Menge an Wasserstoff kontinuierlich in den Re-

aktorkreislauf eingespiesen. Die dadurch bedingte Änderung der Wasserchemie zeigte bis heute keinen erkennbaren Einfluss auf das Risswachstum. Die HSK verlangte deshalb eine Verifikation der Integrität der Kernmantelmodifikation und die Darlegung des weiteren Vorgehens zur Verhinderung des Fortschreitens der Spannungsrissskorrosion auf die Kerneinbauten.

Prüfungen an drucktragenden Teilen des Reaktordruckbehälters: An zwei Speisewasserstutzen, einem Kernsprühstutzen, einem Deckelsprühstutzen, einem Frischdampfstutzen und an sechs Steuerstabdurchführungen wurden Ultraschallprüfungen durchgeführt, zum Teil in Kombination mit weiteren Prüfverfahren. In den geprüften Bereichen ergaben sich keine meldepflichtigen Anzeigen.

Prüfungen an Rohrleitungen: Die Werkstoffprüfungen von Schweißnähten an den Rohrleitungssystemen im Bereich der Sicherheitsklassen 1 und 2 ergaben keine unzulässigen Anzeigen.

Prüfungen an elektrischen Ausrüstungen: Mit dem jährlichen Kapazitätstest der Batterien bestimmter Stränge wurde der einwandfreie Zustand der Batterien nachgewiesen. Die Prüfungen der Leittechnik im SUSAN und am Reaktorschutzsystem verliefen ohne Beanstandungen. Ebenso ergaben die Kontrollen der Schutzrelais an den Transformatoren und die Kontrollen sämtlicher Gleich- und Wechselrichter des elektrischen Eigenbedarfs keine Befunde.

Insgesamt haben die diesjährig durchgeführten Prüfungen den guten Zustand der mechanischen und elektrischen Systeme gezeigt.

Die Stillstandsarbeiten wurden unter Einhaltung einer gewohnt hohen Qualität und unter Beachtung der Strahlenschutzvorgaben geplant und durchgeführt.

2.2.3 Anlagenänderungen

Von den im Berichtsjahr durchgeführten beziehungsweise vorbereiteten Anlagenänderungen sind die folgenden erwähnenswert:

Modifikation an Armaturen im Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS): Zur Erhöhung der Betriebssicherheit wurden an den inneren Isolationsarmaturen des STCS Gehäusedruckentlastungen eingebaut.

Kernsprühleitungen A und B: Damit bei einem postulierten doppelendigen Bruch der Sprühleitungen keine weiteren Komponenten beschädigt werden, insbesondere die Drywellwand, wurden an den Leitungen Ausschlagsicherungen nachgerüstet.

Absperrarmaturen im Toruskühlsystem (TCS): Um zu verhindern, dass im Einstrangbetrieb des TCS Wasser in den nicht in Betrieb stehenden zweiten Strang des TCS gelangen kann, wurden die bestehenden Absperrventile zwischen den beiden Strängen durch neue absperrbare Rückschlagventile ersetzt.

Ersatz des Vordruckreglers: Zur Vorbereitung des im Jahre 2004 vorgesehenen Ersatzes des Vordruckreglers wurden die elektrohydraulischen Wandler der Drehzahlregelung beider Turbogruppen durch neue Wandler ersetzt.

Nachrüstungen von Alarmierungen: Bei der Notstromdieselanlage 90 wurde der Sammelalarm «Diesel mechanische Störung» um das Signal «Ölniveau hoch» im Kurbelgehäuse des Diesels erweitert.

Zementverfestigungsanlage (CVRS): Da der ehemalige Lieferant des bestehenden Leittechnikkonzeptes der CVRS nicht mehr existiert, musste auf einen neuen Lieferanten umgestellt werden. Die Leittechnik wurde ersetzt und damit sichergestellt, dass die Betreuung der Software und die Lieferung der Hardware auch in Zukunft gewährleistet sind.

Kondensatreinigungsanlage (KRA): Die konventionelle Steuerung der KRA der Turbinengruppe A (Relaistechnik) wurde durch ein frei programmierbares elektronisches System ersetzt. Dabei wurden auch die bisherigen Druck- und Differenzdruckschalter sowie die pneumatischen Transmitter durch elektronische Messumformer ersetzt.

2.2.4 Brennelemente und Steuerstäbe

Geringe Aktivitätskonzentrationen im Reaktorwasser und im Abgas aus den Turbinenkondensatoren lassen den Schluss zu, dass bis zum Brennelementwechsel 2003 keine Brennstab-Hüllrohrdefekte aufgetreten sind. Für den 31. Zyklus (2003/04) wurden von den 240 Brennelementen des Kerns 40 durch neue Brennelemente mit einer 10×10-Brennstabanordnung ersetzt.

Um das Betriebsverhalten der Brennelemente bei höherem Abbrand und den Einfluss der Edelmetallzugabe zum Reaktorwasser auf die Brennelemente zu prüfen, wurden im Revisionsstillstand neun Brennelemente mit unterschiedlichen Einsatzzeiten mittels einer Unterwasser-Videokamera inspiziert; an vier dieser Brennelemente wurden zudem Dimensions- und Oxiddickenmessungen vorgenommen. Alle inspizierten Brennelemente befinden sich in einem guten Zustand.

Während des diesjährigen Revisionsstillstandes wurden vier abgebrannte Steuerstäbe durch neue ersetzt.

2.2.5 Bearbeitung der PSÜ-Pendenzen

Die Umsetzung der Verbesserungsmaßnahmen aus der Stellungnahme der HSK zur periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) aus dem Jahre 2002 wird von der HSK anhand einer Pendenzenliste verfolgt. Die Bearbeitung der Pendenzen durch KKM erfolgt termingerecht und umfassend, 25% der festgelegten Pendenzen sind erledigt, die wichtigsten sind:

- Der Bestand der Strahlenschutzsachverständigen wurde entsprechend der Forderung der HSK erhöht.
- Die Zonenpläne für die kontrollierten Zonen wurden entsprechend der HSK-Richtlinie R-07 vervollständigt und auf den aktuellen Stand gebracht.
- Ein langfristiges Programm zur weiteren Überwachung der thermischen- und der Neutronenversprödung des Reaktordruckbehälters wurde vorgelegt und von der HSK genehmigt. Die Umsetzung des Konzeptes wird

durch das Einsetzen eines vierten Bestrahlungsprobensatzes in der Jahresrevision 2004 eingeleitet.

- In der Technischen Spezifikation erfolgten Anpassungen beim Steuerstabantriebssystem in Bezug auf den Ladewasserdruck und den Gasdruck der Steuerstab-Scram-Akkumulatoren und deren Alarmgrenzwerte sowie die zeitliche Begrenzungen des Anlagebetriebes beim Ausfall von Kühlwassersystemen zur Nachwärmeabfuhr mit dem Toruskühlsystem und dem Abfahr- und Toruskühlsystem.
- Im Rahmen der Verbesserungsmaßnahmen bei der Strahlenschutzinstrumentierung wurden vier neue Monitore zur Überwachung radioaktiver Aerosole in der Raumluft installiert.
- Der erste Teilschritt zur Erneuerung der Instrumentierung zur Überwachung der Kaminfortluft auf +90 m wurde realisiert.

Weitere ca. 35% der Pendenzen die auf Ende 2003 terminiert wurden sind eingereicht und werden zurzeit von der HSK überprüft. Die noch ausstehenden Pendenzen werden entsprechend dem vorgegebenen Terminplan der HSK eingereicht.

**HSK-Mitarbeiter
bei der Inspektion
der Abluftüberwachung
im Kamin.**

Foto: KKM



2.3 Strahlenschutz

2.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 2003 (Daten für 2002 in Klammern) wurden im KKM folgende Kollektivdosen ermittelt:

Die höheren Kollektivdosiswerte während des Revisionsstillstandes sind auf einen erhöhten Arbeitsaufwand mit einer grösseren Anzahl Wiederholungsprüfungen im Drywell zurückzu-

| Aktionen | Kollektivdosis Personen-Sv | |
|------------------------------|-------------------------------|---------|
| Revisionsstillstand | 0,70 | (0,52) |
| Leistungsbetrieb | 0,37 | (0,43) |
| Zwischenabstellung | 0,06 | (keine) |
| gesamte Jahreskollektivdosis | 1,13 | (0,95) |

führen. Anlässlich von zwei Reaktorabschaltungen (siehe Kap. 2.2.1) wurden bei Instandsetzungsarbeiten zusätzliche Dosen akkumuliert, die sich ebenfalls auf die Gesamtjahreskollektivdosis ausgewirkt haben.

Trotz höheren Dosisleistungen im Drywell wurde die für die Revision 2003 geplante Kollektivdosis von 0,76 Pers.-Sv nur leicht überschritten, was eine konsequente Optimierung des Strahlenschutzes bei der Durchführung der Arbeiten bestätigt.

Die höchste registrierte Individualdosis betrug 13,1 mSv (11,2 mSv) und liegt damit unter dem Dosisgrenzwert der Strahlenschutzverordnung für beruflich strahlenexponierte Personen von 20 mSv pro Jahr. Nähere Angaben sind aus den Tabellen A5 bis A10 und den Figuren A5 bis A8 ersichtlich.

Die Zahl der Personenkontaminationen, die mit herkömmlichen Mitteln wie Händewaschen oder Duschen entfernt werden konnten, erhöhte sich gegenüber dem Vorjahr geringfügig. Es traten keine Kontaminationen auf, die nicht einfach entfernt werden konnten. Durch die Triagemessungen des Personals ergaben sich keine Hinweise auf Inkorporationen.

In der Anlage traten keine unzulässigen Kontaminationen auf, wie laufend durchgeführte Kontrollmessungen an Luft- und Oberflächenproben bestätigten.

Im Vergleich zum Vorjahr ist die Dosisleistung im Zentrum des Reaktordruckbehälter-(RDB-)Deckels um ca. 13% und die mittlere Dosisleistung an den Umwälzschleifen um etwa 20% gestiegen und betrug dort 3,86 mSv/h

(3,19 mSv/h). In den anderen Anlageteilen (Dampftrockner, Wasserabscheider) wurde ebenfalls eine geringfügige Erhöhung der mittleren Dosisleistung registriert. Die nuklidspezifischen Messungen der Kontamination in den Umwälzschleifen zeigten, dass der Anstieg der Aktivität und der damit verbundenen Dosisleistung insbesondere vom Nuklid Kobalt-60 (Co-60) verursacht wird. Die seit dem Jahr 2000 zur Verringerung der Spannungsrisso-Korrosion praktizierte Wasserstoff-Einspeisung (Hydrogen Water Chemistry, HWC) mit Zugabe von Edelmetall (Noble Metal Chemical Addition, NMCA) führt zur Bildung und Ablagerung von aktivierten Korrosionsprodukten, insbesondere von Co-60. Aus der anfänglichen Abnahme und der darauf folgenden Zunahme der Co-60-Ablagerung ist ersichtlich, dass die Beschaffenheit und die Struktur der Oberflächenschichten der Komponenten noch keinen Gleichgewichtszustand erreicht haben. Dies wirkt sich auch auf die Dosisleistung an den Komponenten aus.

Die HSK überzeugte sich anlässlich zahlreicher Inspektionen davon, dass im KKM ein moderner und guter Strahlenschutz betrieben wird.

2.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

Die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe aus dem KKM, die Jahresabgaben 2003 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 über die Abluft in Form von Aerosolen, Jod und Edelgasen lagen deutlich unterhalb der in der Betriebsbewilligung festgelegten Grenzwerte. Die gleiche Aussage gilt auch beim Abwasser für Tritium und für die übrigen radioaktiven Abgaben. Tabelle A4b zeigt den Verlauf der Abgaben von Edelgasen und Jod über die Abluft resp. für Tritium und übrige radioaktive Stoffe über das Abwasser während der letzten fünf Jahre. Abgabewerte unter 1 Promille des Abgabegrenzwertes werden nicht ausgewiesen.

Aus den tatsächlich über die Abluft und das Abwasser abgegebenen radioaktiven Stoffen wird unter ungünstigen Annahmen die Jahresdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung des KKM berechnet. Sie liegt, unter Berücksichtigung der Ablagerungen radioaktiver Aerosole als Folge einer Störung im Jahre 1986, bei ca. 0,0055 mSv für Erwachsene und

0,0053 mSv für Kleinkinder und damit deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwerts von 0,3 mSv pro Jahr gemäss der aktualisierten HSK-Richtlinie R-11. Die auf Grund der Abgaben im Jahr 2003 errechneten Dosiswerte liegen für Erwachsene und für Kleinkinder bei je 0,001 mSv. Die Dosis resultiert dabei primär aus der Abgabe von Kohlenstoff-14 (C-14). Dieses Nuklid entsteht im Reaktor aus Stickstoff, Kohlenstoff und Sauerstoff durch Reaktion mit Neutronen. Die für die Dosisberechnungen im Berichtsjahr verwendeten C-14-Abgaben des KKM basieren wie bis anhin auf Erfahrungswerten (vgl. auch Kap. 2.3.3). 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 auf Grund der Strahlenschutzgesetzgebung keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und der daraus resultierenden Dosis für die Bevölkerung notwendig wären. Um die internationalen PARCOM-Empfehlung 91/4, welche eine Reduktion der radioaktiven Einleitungen in die Nordsee resp. deren Zuflüsse zum Ziel hat, zu berücksichtigen, hat KKM im Berichtsjahr seine Anstrengungen zur Verminderung der flüssigen Abgaben an die Aare intensiviert. Daraus resultierte eine Abnahme der flüssigen radioaktiven Abgaben auf ca. $\frac{2}{3}$ des Vorjahreswertes.

Die Dosisleistungs-Messsonden des von der HSK betriebenen Messnetzes (MADUK) in der Umgebung des KKM ergaben keine durch den Betrieb der Anlage erhöhten Werte (siehe Figur A10). Im Nahbereich eines Siedewasserreaktors ist die Ortsdosisleistung durch Direkt- und Streustrahlung aus dem Maschinenhaus erhöht. Die am Zaun quartalsweise von der HSK ermittelten Messwerte zeigten keine signifikante Veränderung gegenüber dem Vorjahr. Die vom KKM ausgewerteten Thermolumineszenz-Dosimeter (TLD), die an mehreren Stellen am Zaun die Dosis messen, weisen für das Berichtsjahr einen Jahreshöchstwert von 2,4 mSv inkl. natürlichem Untergrund von ca. 0,75 mSv auf. Die Immissionsgrenzwerte für Direktstrahlung ausserhalb des Betriebsareals von 1 mSv pro Jahr für Wohn-, Aufenthalts- und Arbeitsräume und von 5 mSv pro Jahr für andere Bereiche nach Art. 102 Absatz 3 der Strahlenschutzverordnung wurden auch im Berichtsjahr eingehalten.

2.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

Die Messgeräte zur Überwachung der Aktivitäts- und Strahlenpegel in der Anlage sowie der radioaktiven Abgaben an die Umwelt, die Personenmonitore und die Personendosimetriesysteme wurden von der HSK stichprobenweise inspiziert. Die HSK hat sich anhand der entsprechenden Prüfprotokolle und Dokumente des Betreibers und durch eigene Kontrollen in der Anlage davon überzeugt, dass die regelmässigen Überprüfungen der Messgeräte durch das Kraftwerkspersonal vorschriftsgemäss durchgeführt wurden und dass die Messgeräte einwandfrei funktionieren.

Wie vorgesehen wurde im KKM im Berichtsjahr eine Probenahmestelle für die Messung der Abgaben von Tritium und Radiokohlenstoff (C-14) mit der Kaminfortluft in Betrieb genommen. Die Messstelle dient der Beweissicherung und der Überprüfung der für die Dosisleistungsberechnungen angenommenen C-14- und Tritium-Abgaben. Während der Inbetriebnahme- und Versuchsphase zeigte sich die Notwendigkeit für weitere Optimierungen an der Messapparatur. Die berechnete Dosis für C-14 basiert deshalb wie in den Vorjahren nicht auf aktuellen Messergebnissen, sondern auf Erfahrungswerten.

Zusätzlich zu den HSK-Inspektionen werden bestimmte Messsysteme jedes Jahr im Rahmen von Vergleichsmessungen, an denen verschiedene nationale Labors bzw. Messstellen teilnehmen, überprüft:

- Die vierteljährlichen Vergleichsmessungen für Aerosol- und Jodfilter sowie von Abgas- und Abwasserproben zeigten im Allgemeinen eine befriedigende Übereinstimmung zwischen den Messergebnissen der HSK und des Kernkraftwerks Mühleberg. Für einige Stichproben ergaben sich für Einzelnuklide Unterschiede zwischen den vom Werk und der HSK ermittelten Messwerten, die oberhalb der festgelegten Untersuchungsschwelle liegen. Die von der HSK verlangten Abklärungen werden vom KKM intensiv vorangetrieben.
- An der vom Bundesamt für Gesundheit (BAG) und der HSK gemeinsam organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für Personendosimetriestellen hat die Dosimetriestelle des KKM im Berichtsjahr, wie in der Anerkennungsverfügung gefordert, teilgenommen und den Nachweis der am Referenzpunkt erforderlichen Messgenauigkeit von $\pm 10\%$ erbracht.

2.4 Personal und Organisation

2.4.1 Organisation und Betriebsführung

Im KKM sind im Berichtsjahr keine grösseren organisatorischen Änderungen erfolgt. Die Belegschaft des KKM umfasste Ende 2003 305 Personen (2002: 295).

In den jährlichen Sitzungen der Direktion des KKM mit der HSK werden neben übergeordneten Aspekten wichtiger Projekte auch die Strategie, die Ziele und die Entwicklung von Investitionen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit besprochen. KKM hat dargelegt, dass es beabsichtigt, elektrische Energie sicher, zuverlässig, umweltschonend und wirtschaftlich so lange wie möglich zu erzeugen. KKM vertritt die Ansicht, dass dieses Ziel nur mit gut ausgebildetem, kompetentem Personal erreichbar ist, weshalb der Personalausbildung im Werk eine hohe Bedeutung beigemessen wird. Im Rahmen eines IAEA-Projektes überprüfte die HSK die Strategien des KKM zur Sicherung und Weitergabe des Wissens an neue Mitarbeitende. Das KKM verfügt über eine langfristige Planung zum Ersatz von in Pension gehenden Mitarbeitenden. Dies zeigt sich auch im vorübergehenden Anstieg des Personalbestandes zur Gewährleistung von genügenden Überlappungszeiten. KKM hat eine Reihe wirksamer Verfahren eingeführt, um das Wissen und Können der Mitarbeitenden an Nachfolgende weiterzugeben. Das KKM hat in den vergangenen Jahren einen ersten Generationenwechsel des Personals bereits gut bewältigt.

Zur Wahrung von Wissen dient auch das Qualitätsmanagementsystem des KKM, welches nun seit etwa fünf Jahren operativ ist. Das System hat sich bewährt und wird gelebt. Das System wird auf Grund von Erfahrungen und Hinweisen der Benutzer ständig verbessert.

Die HSK konnte auch feststellen, dass sich KKM den Herausforderungen auf dem Elektrizitätsmarkt bewusst ist. Auch wenn die wirtschaftlichen Randbedingungen gerade für eine Anlage der Grösse Mühlebergs härter geworden sind, vertritt KKM ganz entschieden die Ansicht, dass ein Kernkraftwerk nur so lange betrieben werden darf, wie seine Sicherheit gewährt ist. Dem kann die HSK nur zustimmen.

2.4.2 Personal und Ausbildung

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals umfasst die Grundausbildung für die jeweilige Funktion im Kraftwerk und die periodische Wiederholungsschulung zur Auf-

rechterhaltung der Kompetenz und Fortbildung in Bezug auf die Weiterentwicklung von Anlage und Vorschriften. Ein zentrales Element der Wiederholungsschulung sind die Trainings am anlagespezifischen Simulator in Mühleberg. Dabei werden alle relevanten Fahrsituationen aus der Gesamtanlagen-Fahrvorschrift sowie Stör- und Notfallvorschriften regelmässig geübt. Ein Teil der Trainings dient der Requalifikation der Reaktoroperateure, Schichtchefs oder Picketingenieure. Beurteilt werden dabei nicht ausschliesslich die fachlichen Kompetenzen, sondern auch Kommunikations- und Teamfähigkeiten. Im Rahmen der Spät- und Nachtschichtausbildung werden insbesondere lehrreiche Ereignisse aus fremden Anlagen theoretisch aufgearbeitet und ausgewählte Themen der Bedienung der eigenen Anlage erörtert.

Die HSK überprüfte eingehend das Vorgehen des KKM bei der Auswahl von neuem Betriebspersonal, bei der Selektion von Personal zur Weiterqualifizierung für höhere Funktionen, bei der periodischen Requalifizierung des lizenzierten Personals. Weiter inspizierte sie das Ausbildungsprogramm und das Simulatortraining einer Schichtgruppe, in welchem diese die Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls übte.

Im Berichtsjahr wurden im KKM unter Aufsicht der HSK ein Picketingenieur, ein Schichtchef, zwei Reaktoroperateure Stufe A und zwei Reaktoroperateure Stufe B lizenziert. Drei Mitarbeiter des KKM bestanden ihre Abschlussprüfung der kerntechnischen Grundlagenausbildung unter Aufsicht der HSK an der Fachhochschule Ulm und ein Mitarbeiter an der Kraftwerksschule Essen. Grundlage für die Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals bildet die Richtlinie HSK-R-27. Die Anzahl lizenzierten Personen ist in Tabelle A2 zusammengestellt. Ausserdem wurde ein weiterer Strahlenschutzsachverständiger von der HSK anerkannt.

2.5 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage Mühleberg in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung sind gut. Die Anlage verzeichnete in ihrem 31. Betriebsjahr eine gute Arbeitsausnutzung, obwohl erhebliche Lastreduktionen zur Einhaltung der kantonalen Gebrauchswasserkonzession in den heissen Sommermonaten notwendig waren.

Im Berichtsjahr wurden vier klassierte Vorkommnisse gemäss der HSK-Richtlinie R-15 gemeldet. Bei drei der Vorkommnisse waren technische Mängel die Ursache, die zu Reaktorabschaltungen führten. Beim vierten Vorkommnis waren Koordinationsmängel bei Prüfungen zwischen Fremdfirmen beim Wiederanfahren der Anlage nach der Jahresrevision die Ursache, die zur Reaktorschnellabschaltung führte. Die erwähnten Vorkommnisse sind gemäss der R-15 von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung.

Der Revisionsstillstand mit einer Dauer von 23 Tagen wurde professionell geplant und abgewickelt. Die Instandhaltungsarbeiten, zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen, Wiederholungsprüfungen, Inspektionen und Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen ergaben keine signifikanten Befunde. Die Kontrollen am Kernmantel und an den Zugankern haben gezeigt, dass durch die vorhandenen Risse keine Einschränkung der Sicherheit besteht.

Im Rahmen ihrer Aufsicht hat die HSK während des Betriebsjahres rund 60 Inspektionen durchgeführt, wovon ein Grossteil während der Jahresrevision stattgefunden hat. Schwerpunkte der Inspektionen waren der Betrieb, der Strahlenschutz und Wiederholungsprüfungen. Die Ergebnisse der Inspektionen wurden dem Betreiber mitgeteilt und erkannte Verbesserungsmassnahmen von ihm umgesetzt. Die HSK hat keine sicherheitstechnischen Defizite festgestellt, die den sicheren Betrieb der Anlage in Frage gestellt hätten.

Die Umsetzung der Verbesserungsmassnahmen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK zur PSÜ wird von der HSK verfolgt. Die Bearbeitung der Pendenzen im KKM verläuft termingerecht und umfassend.

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals erfolgt sorgfältig und gut strukturiert. Im Rahmen der Ausbildung wird der Vermittlung sicherheitsgerichteten Handelns grösstes Gewicht beigemessen. Durch die mindestens alle zwei Jahre erfolgende detaillierte Bewertung der Reaktoroperateure, Schichtchefs und Pickettingenieure in anspruchsvollen Simulatortrainings stellt das KKM sicher, dass die Anlage ausschliesslich von kompetentem und teamfähigem Personal bedient wird. Bei den Prüfungen der kerntechnischen Grundlagen und den Lizenzprüfungen konnte sich die HSK von der Fachkompetenz des lizenzpflichtigen Personals überzeugen.

Aus Sicht des operationellen Strahlenschutzes wurden die Routinearbeiten und die Arbeiten im Rahmen der sicherheitstechnisch vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen erfolgreich durchgeführt. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen deutlich unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte. Damit ergab sich im Vergleich zur natürlich auftretenden Strahlenexposition nur eine unbedeutende Strahlendosis für die Bevölkerung.

3. 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 B3 des Anhangs zusammengestellt; Figur B1 zeigt das Funktionsschema einer Druckwasserreaktoranlage.

Das KKG erzielte im Betriebsjahr 2003 eine Arbeitsausnutzung von 94,5% und eine Zeitverfügbarkeit von 94,7%. Der geplante Revisionsstillstand dauerte 20 Tage. Die Nichtverfügbarkeit der Anlage war ausschliesslich durch den Revisionsstillstand bedingt. Im Berichtsjahr lie-

ferte die Anlage 164 GWh Prozesswärme für die Versorgung der nahe gelegenen Kartonfabrik. Trotz der aussergewöhnlich hohen Temperaturen musste die Reaktorleistung im Sommer 2003 zu keinem Zeitpunkt reduziert werden. Der Netzausfall in Italien vom 28. September 2003 hatte keine Leistungsreduktion im KKG zur Folge. Am 25. Dezember 2003 kam es infolge eines defekten Messumformers einer Steuerstapositionsanzeige, der umgehend ersetzt wurde, zu einer gut zweistündigen Leistungsreduktion auf ca. 50%. Die Anlage zeigte das erwartete Verhalten, die Sicherheit wurde in keiner Weise beeinträchtigt.

Die Zeitverfügbarkeiten und die Arbeitsausnutzungen der letzten zehn Jahre sind in Figur A1 dargestellt.

**Instandhaltung
an Kühlturm-
Einbauten.**

Foto: KKG



Das Berichtsjahr war das dreizehnte Jahr in Folge ohne ungeplante Reaktorschnellabschaltung, was im internationalen Vergleich eine herausragende Zeitspanne bedeutet.

3.2 Anlagensicherheit

3.2.1 Besondere Vorkommnisse

Im Berichtsjahr gab es im KKG zwei Vorkommnisse zu verzeichnen, die gemäss HSK-Richtlinie R-15, Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, der Klasse B zugeordnet wurden. Auf der internationalen Bewertungsskala INES (siehe Anhang, Tabelle B2) wurden beide Vorkommnisse als 0 eingestuft.

Im Rahmen einer Reaktorschutzprüfung schloss eine zum Primärcontainment gehörende Gebäudeabschlussarmatur des Kaltwassersystems nur teilweise. Als Ursache für die Fehl-

funktion wurde eine Schwergängigkeit ermittelt, die umgehend behoben werden konnte. Bei der Wiederholung der Reaktorschutzprüfung schloss die Armatur ordnungsgemäss. Die Abschlussfunktion war durch die zweite in Serie angeordnete Armatur zu jedem Zeitpunkt sichergestellt. Eine Inneninspektion der Armatur während des Revisionsstillstands 2003 ergab keinen Befund.

Bei der Vorbereitung einer Reaktorschutzprüfung konnte eine nukleare Nebenkühlwasserpumpe nicht gestartet werden. Ursache war ein Bruch der Rückspannfeder der mechanischen Einschaltverriegelung des Leistungsschalters. Als Folge davon konnte der Schalter den anstehenden Einschaltbefehl nicht ausführen. Der daher länger als normal fließende Einschaltstrom führte zudem zu einer grossen Beanspruchung von Koppelrelais und Einschaltspule. Leistungsschalter und Koppelrelais wurden umgehend ersetzt und die Reaktorschutzprüfung anschliessend erfolgreich durchgeführt. Die Nichtverfügbarkeit der nuklearen Nebenkühlwasserpumpe und die damit verbundene Nichtverfügbarkeit eines der vier Notstromdieselgeneratoren dauerte knapp eine Stunde.

Beide Vorkommnisse hatten technische Ursachen, die umgehend behoben werden konnten. In beiden Fällen beurteilte die HSK die von KKG getroffenen Sofortmassnahmen, die durchgeführten Abklärungen und die vorgesehenen weiteren Massnahmen als angemessen und verzichtete demzufolge auf weitergehende Forderungen.

Die klassierten Vorkommnisse der letzten zehn Jahre sind in der Figur A2 dargestellt.

3.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel

Während des Revisionsstillstandes vom 8. bis 27. Juni 2003 wurden Routinetätigkeiten wie Brennelementwechsel, elektrische und mechanische Inspektionen, zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen, wiederkehrende Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen sowie Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten durchgeführt. Einzelstabvermessungen an zwei Brennelementen, die im Betriebszyklus 2003/04 nicht im Reaktor eingesetzt sind, mussten infolge technischer Probleme mit den Messeinrichtungen auf einen späteren Zeitpunkt verschoben werden. Einige Arbeiten sind nachfolgend aufgeführt:

– Als Folge der im Jahr 2002 aufgetretenen Undichtheit des inneren Dichtrings der Reaktor-

Prüfung von Bolzen am Reaktordruckbehälter.
Foto: KKG



- druckbehälter-Deckeldichtung wurden 2003 die Dichtungsnuten im Reaktordruckbehälterdeckel und die Dichtfläche des Reaktordruckbehälters mittels Laserprofilometrie detailliert untersucht und visuell inspiziert. In der inneren Dichtungsnut wurden zwölf kleine Korrosionspunkte gefunden und mit Schweisspunkten ausgebessert. Die äussere Dichtungsnut zeigte keinen Befund. Auf der Dichtfläche wurden sechs Stellen mit Schweisspunkten ausgebessert. Die im Betriebszyklus 2002/03 eingesetzten Dichtringe wurden inspiziert. Sie waren in gutem Zustand und zeigten gleichmässige Dichtlinien.
- Sämtliche Schraubenbolzen und Flanschgewinde am Reaktordruckbehälter wurden einer Wirbelstromprüfung unterzogen. Die Flanschgewinde, Grundmuttern und Unterlagsscheiben wurden visuell geprüft. Verglichen mit der Prüfung Anfang der 80er-Jahre hat sich keine wesentliche Veränderung der Befunde ergeben. Damals wurden durch den vorübergehenden Einsatz eines ungeeigneten Schmiermittels Korrosionsstellen verursacht.
 - An der Primärkalotte und an Stützen des Dampferzeugers 20 wurden zahlreiche Schweissnähte mit zerstörungsfreien Methoden geprüft. Es sind keine wesentlichen Befunde festgestellt worden.
 - An der Hauptkühlmittelpumpe 20 wurden die Hoch- und die Niederdruckdichtung ausgetauscht. An der Hauptkühlmittelpumpe 30 wurde eine Revision des Axiallagers durchgeführt.
 - In zwei Niederdruckvorwärmern wurden insgesamt 35 Rohre, bei denen die Wirbelstromprüfung eine Wandschwächung gezeigt hatte, vorsorglich verschlossen.
 - 28 Rohrhalterungen und 100 hydraulische Stossbremsen wurden ohne Befund geprüft. 143 mechanische Stossbremsen wurden geprüft. Davon erfüllten 43 die Anforderungen nicht und wurden ersetzt. Drei mechanische Stossbremsen wurden im Rahmen der Erüchtigung der Speisewasser-Rohrhalterungen durch hydraulische Stossbremsen ersetzt.
 - Im Kühlturm fand die erste von drei Etappen für den Umbau der Wasserverteilung statt. Etwa 70% der Rinnen und Tropfenabscheider aus Eternit wurden durch Rohre und Tropfenabscheider aus Polypropylen ersetzt. Damit wurden das Inventar an asbesthaltigen Materialien im Kühlturm reduziert und die Kühlleistung verbessert.
 - Die Schutzeinrichtungen für die 10-kV- und 6-kV-Verbraucher im Strang 3 des elektrischen Eigenbedarfs wurden gegen neue, digital arbeitende Geräte ausgetauscht. Die ersten Erfahrungen mit den neuen Schutzgeräten sind positiv. Die Schutzgeräte der anderen Stränge werden in den kommenden Jahren ebenfalls ausgetauscht.
 - Im Strang 4 des elektrischen Eigenbedarfs wurden alle Batterien der Gleichstromversorgung ersetzt.
 - Am Generator wurden im Hinblick auf die geplanten Wirkungsgradverbesserungen von Turbine und Kühlturm, die eine höhere elektrische Leistung ermöglichen werden, diverse Anpassungen vorgenommen. Die Generatorkühlung wird neu mit einem Wasserstoffdruck von 6 bar statt wie bisher 5,1 bar betrieben, was eine bessere Wärmeabfuhr bedeutet. Ein neuer, leistungsfähigerer Generatorschalter wurde in die 27-kV-Energieableitungen eingebaut.
 - Auf das Prozessdateninformationssystem PRODIS wurden zusätzlich 350 Signale aufgeschaltet. Damit werden insgesamt rund 7000 Signale vom Prozessdateninformationssystem erfasst und können an jedem Arbeitsplatz abgerufen werden.
 - Für den Containment-Räumungsalarm wurde auf der Brennelement-Lademaschine eine Handauslösung nachgerüstet. Damit kann bei einem Zwischenfall während der Handhabung der Brennelemente die Räumung des Containments ohne Verzögerung erfolgen.
- Insgesamt ergaben die durchgeführten Prüfungen und Kontrollen gute Ergebnisse. Es ergaben sich keine Befunde, die den sicheren Betrieb der Anlage im Betriebszyklus 2003/04 beeinträchtigen würden.
- Die Arbeiten während des Revisionsstillstands wurden mit hoher Qualität und unter Einhaltung der Vorgaben des Strahlenschutzes vorbereitet und durchgeführt.

3.2.3 Anlagenänderungen

Von den im Berichtsjahr ausgeführten beziehungsweise vorbereiteten Anlagenänderungen seien folgende speziell erwähnt:

- Die zweite Notstandsspeisepumpe wurde für eine grössere Fördermenge umgebaut, wie dies bereits 2002 bei der ersten Notstandsspeisepumpe der Fall war. Damit kann auch die zweite Notstandsspeisepumpe ohne Einschränkungen in den drucklosen Dampferzeuger einspeisen.

- An einem der beiden Notstandsbrunnen wurde der Brunnenrand um einen Meter erhöht und die Brunnenpumpe sowie die Hilfskühlpumpe, die seit der Betriebsaufnahme des Kernkraftwerks eingesetzt wurden, ersetzt. Zusätzlich wurde eine zweite, redundante Hilfskühlpumpe eingebaut. Der erhöhte Brunnenrand reduziert die Zeitintervalle, während derer der Brunnen, infolge eines über dem Brunnenrand liegenden Grundwasserstandes, nicht für Inspektions- und Wartungsarbeiten geöffnet werden kann. Mit der redundanten Hilfskühlpumpe steht bei einer Funktionsuntüchtigkeit der ersten Hilfskühlpumpe eine funktionsfähige Pumpe zur Verfügung, auch wenn die erste Pumpe infolge zu hohen Grundwasserstandes nicht sofort repariert werden kann. Die entsprechende Nachrüstung im zweiten Notstandsbrunnen ist für 2004 vorgesehen.
- Zur Vorbereitung der Bauarbeiten für die geplante Erweiterung des Hilfsanlagengebäudes und das geplante Nasslager wurden eine Zufahrtsstrasse errichtet und innerhalb der bestehenden Umzäunung ein Baustellenzaun erstellt. Um Aufschluss über die Baugrundeigenschaften zu gewinnen, wurden Zugversuche an Pfählen durchgeführt.

Von den aus der PSÜ resultierenden Verbesserungsmaßnahmen wurden folgende Nachrüstungen umgesetzt beziehungsweise in der Praxis getestet:

- Das neue Prozessvisualisierungssystem (PROVI) befand sich im Berichtsjahr im Probebetrieb. Eine wichtige Funktion des PROVI ist die geforderte verdichtete Darstellung sicherheitsrelevanter Parameter (Safety Parameter Display System, SPDS) in Störfallsituationen.
- Mit der Erweiterung der Stanofon-Ringleitungen im so genannten gesicherten Bereich wurden die Verbesserung der Kommunikationsmittel im Notstandleitstand im Speziellen und die Erweiterung des Notstandleitstands insgesamt abgeschlossen.
- Als Teil der Verbesserung der Störfallinstrumentierung wurden eine redundante Differenzdruckmessung zwischen dem Ringraum des Reaktorgebäudes und der Atmosphäre sowie zwei redundante Lufttemperaturmessungen im Ringraum des Reaktorgebäudes installiert. Der letzte Schritt der Verbesserung der Störfallinstrumentierung, die Installation einer störfallfesten Kernaustrittstemperaturmessung, wird im Rahmen der Nachrüstung

der primärseitigen Druckentlastung umgesetzt werden. Die Planungsarbeiten für die primärseitige Druckentlastung wurden im Berichtsjahr fortgesetzt.

- An den drei Speisewasserleitungen wurden insgesamt acht Rohralterungen durch neue Verankerungen beziehungsweise Verstärkung von Verankerungen für den Fall eines Rohrbruches ertüchtigt. Damit konnte der in der PSÜ verlangte Nachweis abgeschlossen werden, dass gedämpfte Speisewasser-Rückschlagventile nicht erforderlich sind.

Die noch offenen Massnahmen aus der PSÜ wurden im Berichtsjahr termingerecht weiter bearbeitet. Die Ausführungsplanung für die baulichen Massnahmen zur Verbesserung der Erdbebensicherheit des Notspeisegebäudes konnte von der HSK noch nicht zur Umsetzung freigegeben werden. Der Grund liegt darin, dass bei der Planung die Eignung der vorgesehenen Verbindungsmittel (Dübel) nicht rechtzeitig abgeklärt worden ist.

3.2.4 Brennelemente und Steuerstäbe

Die niedrigen Konzentrationen von Radionukliden im Reaktorkühlmittel lassen den Schluss zu, dass bis zum Brennelementwechsel 2003 keine Brennstab-Hüllrohrschäden aufgetreten sind. Für den 25. Betriebszyklus (2003/04) wurden während des Revisionsstillstandes 44 von insgesamt 177 Brennelementen durch neue ersetzt. Darunter befanden sich 12 Brennelemente mit wiederaufgearbeitetem Uran als Brennstoff (WAU-Brennelemente) und 24 Uran/Plutonium-Mischoxid-Brennelemente (MOX-Brennelemente). Insgesamt sind im 25. Betriebszyklus im Kern 52 WAU- und 64 MOX-Brennelemente eingesetzt.

Zur Untersuchung des Brennstabverhaltens bei höherem Abbrand wurden wiederum Testbrennstäbe mit verschiedenen Hüllrohrmaterialien eingesetzt und inspiziert. Zudem wurden an der Struktur von abgebrannten Brennelementen Dimensions- und Oxiddickenmessungen vorgenommen. Die untersuchten Brennelemente zeigten ein gutes Betriebsverhalten.

Die Hüllrohre aller 48 Steuerstäbe wurden während des Revisionsstillstandes mittels Wirbelstromprüfung auf Wandschwächungen und Hüllrohrbeschädigungen untersucht. Auf Grund der Messergebnisse wurden 20 Steuerstäbe durch solche ersetzt, die bereits früher eingesetzt waren und gemäss der durchgeführten Prüfung weiterhin funktionstüchtig sind.

3.3 Strahlenschutz

3.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 2003 (Daten für 2002 in Klammern) wurden im KKG folgende Kollektivdosen ermittelt:

| Aktionen | Kollektivdosis Personen-Sv | |
|------------------------------|-------------------------------|--------|
| Revisionsstillstand | 0,45 | (0,75) |
| Leistungsbetrieb | 0,11 | (0,18) |
| gesamte Jahreskollektivdosis | 0,56 | (0,93) |

Zusätzlich zu den wiederkehrenden Revisionsarbeiten wurden im Berichtsjahr umfangreiche Arbeiten an Komponenten des Primärkreislaufes ausgeführt (siehe Kap. 3.2.2). Die Planung für die Schweissnahtprüfungen an der Primärkalotte des Dampferzeugers 20 und für die Prüfung der Reaktordruckbehälter-Bolzen ergab jeweils Kollektivdosen von mehr als 50 Pers.-mSv. Die HSK überzeugte sich anhand der gemäss HSK-Richtlinie R-15 eingereichten Dosisabschätzung, dass die Grundprinzipien der Optimierung berücksichtigt wurden. Insgesamt haben die oben genannten Arbeiten zu einer Kollektivdosis von ca. 130 Pers.-mSv geführt. Im Vergleich mit den Kollektivdosen früherer Jahre ist die Kollektivdosis des Jahres 2003 von 0,56 Pers.-mSv ein sehr tiefer Wert.

Die höchste registrierte Individualdosis betrug 9,8 mSv und lag damit unter dem Dosisgrenzwert der Strahlenschutzverordnung für beruflich strahlenexponierte Personen von 20 mSv. Nähere Angaben sind aus den Tabellen A5 bis A10 und den Figuren A5 bis A8 ersichtlich.

Die während des Revisionsstillstandes regelmässig durchgeführten Dosisleistungsmessungen an ausgewählten Komponenten zeigten keinen Anstieg des Strahlungsniveaus. Durch die konsequente temporäre Abschirmung der stärker strahlenden Komponenten während der Revision (etwa 10 Tonnen Blei wurden eingesetzt) rechnet das KKG mit einer eingesparten Kollektivdosis von ca. 80 Pers.-mSv. Der gute radiologische Zustand in der Anlage ergibt sich auch aus der Tatsache, dass keine defekten Brennelemente vorlagen.

Im Laufe des Berichtsjahres wurden keine unzulässige Luft- und Oberflächenkontaminationen festgestellt. Bei einer Person wurde während des Revisionsstillstandes eine nicht sofort entfernbare Kontamination im Brustbe-

reich registriert. Bis zur Entfernung der Kontamination wurde der Person der Zutritt zur kontrollierten Zone verweigert. Weitere Personenkontaminationen, die nicht mit herkömmlichen Mitteln entfernt werden konnten, traten nicht auf. Inkorporationen wurden nicht festgestellt.

Die HSK überzeugte sich anlässlich zahlreicher Inspektionen davon, dass im KKG ein moderner und guter Strahlenschutz betrieben wird.

3.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

Die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe aus dem KKG, die Jahresabgaben 2003 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 über die Abluft in Form von Aerosolen, Jod und Edelgasen lagen deutlich unterhalb der in der Betriebsbewilligung festgelegten Grenz-

**Funktionsprüfung
von Stossbremsen.**

Foto: KKG



werte. Beim Abwasser gilt dies auch für die radioaktiven Abgaben ohne Tritium. Die für Druckwasserreaktoren typischen Tritium-Abgaben des KKG betragen wie im Vorjahr ca. 20% des Jahresgrenzwertes. Tabelle A4b zeigt den Verlauf der Abgaben von Edelgasen und Jod über die Abluft resp. für Tritium und übrige radioaktive Stoffe über das Abwasser während der letzten fünf Jahre. Abgabewerte unter 1 Promille des Abgabegrenzwertes werden nicht ausgewiesen.

Aus den tatsächlich über die Abluft und das Abwasser abgegebenen radioaktiven Stoffen wird unter ungünstigen Annahmen die Jahresdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung des KKG berechnet. Sie liegt mit ca. 0,0022 mSv für Erwachsene und 0,0037 mSv für Kleinkinder deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwerts von 0,3 mSv pro Jahr gemäss der aktualisierten HSK-Richtlinie R-11. Die Dosis resultiert primär aus der Abgabe von Kohlenstoff-14 (C-14). Dieses Nuklid entsteht im Reaktor aus Stickstoff, Kohlenstoff und Sauerstoff durch Reaktion mit Neutronen. Im KKG wurde 2003 die organische und anorganische (Kohlendioxid, CO₂) C-14-Konzentration in der Abluft während eines Betriebsjahres ge-

**Wartungsarbeiten
an Schleusentüre
im Containment.**

Foto: KKG



messen. Dabei wurde festgestellt, dass ca. 1/3 der gesamten C-14-Abgaben des KKG in der dosisrelevanten Form von CO₂ erfolgen. Artikel 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung besagen, dass Tätigkeiten, die für die betroffenen Personen zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr führen, in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und der daraus resultierenden Dosis für die Bevölkerung notwendig sind. Diese Aussage gilt auch unter Berücksichtigung der PARCOM-Empfehlung 91/4, da die flüssigen Abgaben des KKG auch im internationalen Vergleich sehr tief sind.

Die Dosisleistungs-Messsonden des von der HSK betriebenen Messnetzes (MADUK) in der Umgebung des Werkes ergaben keine durch den Betrieb der Anlage erhöhten Werte (siehe Figur A10). Die quartalsweise von der HSK durchgeführten Messungen an der Umzäunung des KKG zeigten keine signifikante Erhöhung über der Untergrundstrahlung. Dies wird auch durch die von KKG ausgewerteten Thermolumineszenz-Dosimeter (TLD) bestätigt, die an mehreren Stellen am Zaun des Kraftwerkareals die Dosis messen. Die Immissionsgrenzwerte für Direktstrahlung ausserhalb des Betriebsareals von 1 mSv pro Jahr für Wohn-, Aufenthalts- und Arbeitsräume und von 5 mSv pro Jahr für andere Bereiche nach Artikel 102 Absatz 3 der Strahlenschutzverordnung wurden im Berichtsjahr eingehalten.

3.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

Die Messgeräte zur Überwachung der Aktivitäts- und Strahlenpegel in der Anlage sowie der radioaktiven Abgaben an die Umwelt und die Personenmonitore wurden von der HSK stichprobenweise inspiziert. Die HSK hat sich anhand der entsprechenden Prüfprotokolle und Dokumente des Betreibers und durch eigene Kontrollen in der Anlage davon überzeugt, dass die regelmässigen Überprüfungen der Messgeräte durch das Kraftwerkspersonal vorschriftsgemäss durchgeführt wurden und dass die Messgeräte einwandfrei funktionieren.

Zusätzlich zu den HSK-Inspektionen wurden wie jedes Jahr bestimmte Messsysteme im Rahmen von Vergleichsmessungen, an denen verschiedene nationale Labors bzw. Messstellen teilnehmen, überprüft:

- Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und die halbjährlich durchgeführten Vergleichsmessungen der SUeR von Aerosol-

und Jodfiltern sowie von Abwasserproben zeigten eine gute Übereinstimmung mit den Messwerten des Kernkraftwerks Gösgen.

- An der vom Bundesamt für Gesundheit (BAG) und der HSK gemeinsam organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für Personendosimetriestellen hat die Dosimetriestelle des KKG im Berichtsjahr, wie in der Anerkennungsverfügung gefordert, teilgenommen und den Nachweis der am Referenzpunkt erforderlichen Messgenauigkeit von $\pm 10\%$ erbracht.

3.4 Personal und Organisation

3.4.1 Organisation und Betriebsführung

Die Organisation des KKG hat im Berichtsjahr keine Änderungen erfahren. Die Werksbelegschaft umfasste Ende 2003 394 Personen (2002: 381).

In den jährlichen Sitzungen der Direktion des KKG mit der HSK werden neben übergeordneten Aspekten wichtiger Projekte auch die Strategie, die Ziele und die Entwicklung von Investitionen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit besprochen. KKG erwähnte, dass es auf eine lange Lebensdauer des Werkes hinarbeitet. Dafür ist ein hoch qualifiziertes und motiviertes Personal Voraussetzung. Das KKG legt deshalb besonderes Gewicht auf eine systematische Personalentwicklung und -förderung. Das starke Abstützen auf die Fachkompetenz des Personals kommt auch in Diskussionen zum Qualitätsmanagement zum Ausdruck. Das KKG vertritt die Ansicht, dass nur das Notwendige geregelt werden soll, da durch eine Überregulierung dem Personal Eigenverantwortung entzogen wird, was sich demotivierend auf die tägliche Arbeit auswirken kann. Aus diesem Grund versucht das KKG, das Qualitätsmanagementsystem schlank zu halten, wobei aber die Vorgaben des IAEA Quality Assurance Code (Nr. 50-C-Q «Quality Assurance» – wie von der HSK gefordert – eingehalten werden.

Die HSK hat von allen Werken gefordert, dass ein systematisches Self-Assessment (Selbstbewertung durch das Management) durchzuführen ist. Die schweizerischen Werke haben in einer gemeinsamen Arbeitsgruppe ein Modell geschaffen, welches nun in allen Werken angewandt wird. Das KKG hat mit dieser Vorgehensweise gute Erfahrungen gemacht und wird dieses Self-Assessment in Zukunft regelmässig durchführen.

Die HSK konnte feststellen, dass keine Sparvorgaben für Investitionen im Bereich Sicherheit bestehen. Auch für den Personalbereich gibt es keine einschränkenden Vorgaben. Das KKG hatte keine Mühe, gut qualifiziertes Personal im Rahmen der Nachfolgeplanung zu rekrutieren.

3.4.2 Personal und Ausbildung

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals umfasst die Grundausbildung für die jeweilige Funktion im Kraftwerk und die periodische Wiederholungsschulung zur Aufrechterhaltung der Kompetenz und Fortbildung in Bezug auf die Weiterentwicklung von Anlage und Vorschriften. Zur Grundausbildung gehören der Lehrgang für Kernkraftwerkstechniker an der Technikerschule des Paul Scherrer Instituts und ein umfangreicher anlagespezifischer Technologiekurs zu Aufbau und Funktion aller für Anlageoperateure wichtigen Systeme. Für das lizenzierte Personal sind die Trainings am anlagespezifischen Simulator in Gösgen ein grundlegender Bestandteil der Aus- und Weiterbildung, insbesondere um seltene oder für die nukleare Sicherheit besonders wichtige Fahr-situationen regelmässig zu üben. Sowohl die verschiedenen Aspekte des Normalbetriebs als auch wichtige Stör- und Notfallsituationen werden ausführlich am Simulator trainiert und im Unterricht besprochen, damit das Personal das Anlageverhalten auch in komplexen Situationen versteht und entsprechend richtig handeln kann. Weitere wichtige Elemente der betrieblichen Weiterbildung sind Führungskurse für alle Vorgesetzten, beim Betriebspersonal insbesondere für Schichtchefs und Pikettingenieure.

Die HSK überprüfte eingehend das Vorgehen des KKG bei der Auswahl von neuem Betriebspersonal, bei der Selektion von Personal zur Weiterqualifizierung für höhere Funktionen und bei der periodischen Requalifizierung des lizenzierten Personals. Zudem inspizierte sie das Ausbildungsprogramm und ein Gruppentraining am Simulator sowie die didaktische Aufarbeitung der geübten Störfallszenarien.

Im Rahmen eines IAEA-Projektes überprüfte die HSK die Strategien des KKG zur Sicherung und Weitergabe des Wissens an neue Mitarbeitende. Das KKG verfügt über eine umfassende Planung zum rechtzeitigen Ersatz von in Pension gehenden Mitarbeitenden und wirksame Instrumente zur Weitergabe ihres Wissens und Könnens. Das KKG hat einen ersten Generationenwechsel des Personals bereits

bewältigt und ist auf bevorstehende Personalabläsungen gut vorbereitet.

Im Berichtsjahr bestand unter Aufsicht der HSK ein Picketingenieur den praktischen Teil der Lizenzprüfung im Rahmen einer Notfallübung. Die theoretische Teilprüfung erfolgte Anfang 2004. Fünf Mitarbeiter des KKG bestanden ihre Abschlussprüfung der kerntechnischen Grundlagenausbildung an der PSI-Technikerschule unter Aufsicht der HSK. Grundlage für die Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals bildet die Richtlinie HSK-R-27. Die Anzahl lizenzierter Personen ist in Tabelle A2 zusammengestellt.

3.5 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage Gösgen in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sowie die Betriebsführung ist gut. Die Anlage wurde im Rahmen der geltenden Vorschriften betrieben. Weder die aussergewöhnlich hohen Temperaturen im Sommer 2003 noch der Netzausfall in Italien hatten nennenswerte Auswirkungen auf den Betrieb der Anlage. Die einzige unvorhergesehene Leistungsabsenkung gegen Jahresende war ohne Sicherheitsrelevanz.

Es gab zwei klassierte Vorkommnisse zu verzeichnen, die jedoch nur von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung waren. In beiden Fällen hat KKG die Ursache umgehend erkannt und behoben.

Im Rahmen ihrer Aufsicht hat die HSK unter anderem Inspektionen bei Anlagenänderungen, System- und Komponentenprüfungen sowie in den Bereichen Ausbildung, Betrieb, Strahlenschutz und radioaktive Abfälle wahrgenommen. Die rund 55 Inspektionen betrafen

schwerpunktmässig den Revisionsstillstand. Die Resultate der Inspektionen wurden dem Betreiber mitgeteilt und erkannte Verbesserungsmassnahmen von ihm realisiert. Die HSK hat keine sicherheitstechnischen Defizite festgestellt, die den sicheren Betrieb der Anlage in Frage gestellt hätten.

Von den aus der PSÜ aus dem Jahre 1999 resultierenden Verbesserungsmassnahmen wurden im Berichtsjahr mehrere abgeschlossen. Bei der Verbesserung der Erdbebensicherheit des Notspeisegebäudes kam es zu einer Verzögerung, die bei sorgfältigerer Planung zu vermeiden gewesen wäre.

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals erfolgt sorgfältig und gut strukturiert. Im Rahmen der Ausbildung wird der Vermittlung sicherheitsgerichteten Handelns grösstes Gewicht beigemessen. Durch die mindestens alle zwei Jahre erfolgende detaillierte Bewertung der Reaktoroperateure, Schichtchefs und Picketingenieure in anspruchsvollen Simulatortrainings stellt das KKG sicher, dass die Anlage ausschliesslich von kompetentem und teamfähigem Personal bedient wird. Bei den Prüfungen der kerntechnischen Grundlagen und den Lizenzprüfungen konnte sich die HSK von der Fachkompetenz des lizenzpflichtigen Personals überzeugen.

Aus Sicht des operationellen Strahlenschutzes wurden die Routinearbeiten und die Arbeiten im Rahmen der sicherheitstechnisch vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen erfolgreich durchgeführt. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen deutlich unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte. Damit ergab sich im Vergleich zur natürlich auftretenden Strahlenexposition nur eine unbedeutende Strahlendosis für die Bevölkerung.

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 1165 MW. Weitere Daten des Werkes sind in den Tabellen A1 und B3 des Anhangs zu finden; Figur B2 zeigt das Funktionsschema einer Siedewasserreaktoranlage.

Die Anlage KKL verzeichnete in ihrem 19. Betriebsjahr eine Arbeitsausnutzung von 91,5% und eine Zeitverfügbarkeit von 93,7%. Der Revisionsstillstand dauerte 22 Tage.

Die Zeitverfügbarkeiten und die Arbeitsausnutzungen der letzten zehn Jahre sind in Figur A1 dargestellt.

Das KKL verzeichnete im Berichtsjahr keine ungeplante Reaktorschnellabschaltung. Der Reaktor wurde nach dem Revisionsstillstand für einen Tag abgestellt, damit das Betriebspersonal zur Behebung einer Undichtheit im Bereich des Steuerluftsystems eines Sicherheitsabblaseventils das Drywell betreten konnte. Die Reaktorleistung wurde im Dezember während 25 Stunden auf 55% reduziert, als Störungen an den Speisewasserpumpen auftraten, die vom Betriebspersonal umgehend behoben wurden.

Luftaufnahme des Kernkraftwerkes Leibstadt.
Foto: KKL



An mehreren heissen Tagen im Juni und Juli musste infolge der hohen Kühlwassertemperaturen die Reaktorleistung reduziert werden. Im Zusammenhang mit dem Netzausfall in Italien am 28. September 2003 wurde zur Gewährleistung der Netzstabilität und der Versorgungssicherheit die Reaktorleistung auf 70% reduziert.

4.2 Anlagensicherheit

4.2.1 Vorkommnisse

Gemäss HSK-Richtlinie R-15, Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, hat die HSK vier Vorkommnisse der Klasse B zugeordnet. Sie wurden der Stufe 0 der internationalen Bewertungsskala INES zugeteilt (siehe Anhang Tabelle B2).

– Periodisch finden Transporte vom KKL zum Zentralen Zwischenlager der ZWILAG mit Containern statt, in denen für die weitere Kon-

ditionierung Fässer mit radioaktiven Abfällen verpackt sind. Im Februar hat KKL unter Missachtung der Transportvorschriften einen solchen Transport durchgeführt, obwohl an der Unterseite des Transportfahrzeuges eine maximale Oberflächendosisleistung von 3,5 mSv/h gemessen wurde. Da gemäss den Transportvorschriften an allen Aussenseiten des Containers ein Grenzwert von 2 mSv/h einzuhalten ist, handelt es sich um eine Grenzwertüberschreitung. Umgebung und Transportpersonal waren deswegen nicht gefährdet.

– Bei einem Funktionstest des Notspeisewassersystems konnte eine Einspeisearmatur vom Kommandoraum aus nicht geöffnet werden. Im Anforderungsfall wäre das System wahrscheinlich nicht zur Verfügung gestanden. Nachdem die Antriebssteuerkarte durch eine neue ersetzt wurde, war das Funktionsverhalten der Einspeisearmatur wieder auslegungsgemäss.

– Bei den Vorbereitungen des Systemfunktionstests des Notstandsystems 61 konnte der Leistungsschalter zur Versorgung der 380-V-Spannungsverteilung von der 6,6-kV-Schiene nicht eingeschaltet werden. Beim Versuch, die ursprüngliche Spannungsversorgung wieder herzustellen, konnte in der Folge auch dieser Schalter nicht mehr eingeschaltet werden. Eine erste Untersuchung der Schalter ergab, dass an beiden der Überstromschutz angesprochen hatte. Die weitere Untersuchung des Schalters zeigte Abnutzungserscheinungen im Bereich der Überstromauslöser. Nachdem zwei Reserveschalter eingebaut wurden, verlief der Systemfunktionstest erfolgreich. Weitere Abklärungen zur Instandhaltungsstrategie werden mit dem Schalterhersteller durchgeführt.

– Bei der Durchführung eines Systemfunktionstests am nuklearen Zwischenkühlkreislauf schaltete die hierbei gestartete Pumpe nach kurzer Laufzeit ab, da eine Wärmetauscher-Austrittsklappe während des Öffnungsvorgangs einen fehlerhaften Schliessbefehl erhielt. Der Fehler konnte nicht reproduziert werden, d.h. der neu eingeleitete Systemstart und die Strangumschaltung verliefen erfolgreich. Die Störungsursache konnte bisher nicht ermittelt werden. Zur Ermittlung der Störungsursache werden die relevanten Signale ständig aufgezeichnet und ausgewertet.

Beim ersten Vorkommnis handelt es sich um ein menschliches Fehlverhalten und bei den

**Inspektion des
Lauftrahms einer
Hauptkühl-
wasserpumpe.**

Foto: KKL



anderen drei Vorkommnissen um technisch bedingte Ausfälle bei Systemprüfungen.

Die klassierten Vorkommnisse der letzten zehn Jahre sind in der Figur A2 dargestellt.

4.2.2 Arbeiten während des Stillstands zum Brennelementwechsel

Im Revisionsstillstand vom 3. bis zum 25. August 2003 wurden Routinetätigkeiten wie Brennelementwechsel, elektrische und mechanische Inspektionen, zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen, wiederkehrende Funktionsprüfungen an Komponenten und Systemen sowie Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten durchgeführt.

Nachfolgend sind wichtige zerstörungsfreie Prüfungen an Behältern und Rohrleitungen aufgeführt:

- Bei den Prüfungen von sechs Schweissnähten am Hochdruck-Kernsprühsystem und Notstandssystem wurden an zwei Schweissnähten registrierpflichtige Anzeigen festgestellt, deren Auswertung zu keinen sicherheitsrelevanten Befunden führten.
- Bei den Prüfungen von 11 Schweissnähten an Deckel und Boden des Reaktordruckbehälters wurden an vier Schweissnähten registrierpflichtige Anzeigen festgestellt, deren Auswertung ebenfalls zu keinen sicherheitsrelevanten Befunden führten.
- Die Wirbelstromprüfungen an 18 Gewindecacklöchern am Flansch des Reaktordruckbehälters ergaben einwandfreie, befundfreie Ergebnisse.
- Die Durchstrahlungsprüfungen an 16 Schweissnähten des Notspeisewassersystems und an Dampf- und Luftdruckbehältern ergaben keine registrierpflichtigen Anzeigen.
- Die Innenseiten des Reaktordruckbehälters und die Kerneinbauten wurden wie in den Vorjahren mit Unterwasserkameras entsprechend eines Prüfprogramms inspiziert, um eventuelle Risse und Abweichungen von den ursprünglichen Konturen zu erkennen. Es wurden keine Befunde festgestellt.

Wichtige Instandhaltungsarbeiten waren:

- Am Steuerstabantriebssystem wurden 15 Steuerstabantriebe durch revidierte Reserveantriebe ersetzt. Austausch Kriterien waren die gemessenen Reibwerte und das Instandhaltungsintervall. An 12 hydraulischen Steuereinheiten und deren Ein- und Auslassventilen wurden Revisionsarbeiten durchgeführt.
- Die Gleitringdichtung an der Umwälzpumpe A wurde gewechselt, da ein Druckanstieg zwi-

schen der ersten und zweiten Dichtungspartie während des Zyklus 19 festgestellt wurde. Zudem wurden an beiden Umwälzpumpen Setzungsmessungen durchgeführt.

- Sieben der 16 Sicherheits- und Abblaseventile SRV wurden turnusmässig durch revidierte Reserveeinheiten ersetzt. Bei diesem Austausch wurden erstmals drei neue und von der HSK zum Einsatz freigegebene SRV verwendet. Beim Anfahren zum 20. Betriebszyklus wurde festgestellt, dass sämtliche SRV dicht sind.
- Bei der «kalten» Druckprüfung des Reaktordruckbehälters vor dem Wiederaufahren wurden an drei Steuerstabantriebsflanschen kleine Leckagen vorgefunden. Diese Antriebe wurden nach dem Test ausgebaut, mit neuen Dichtungen versehen und wieder eingebaut.
- Bei allen drei Speisewasserpumpen wurden die Saugsiebe ausgebaut, inspiziert, gereinigt und wieder eingebaut. Die Verschmutzung, insbesondere von feinen Metallteilen, die die Brennelementschäden in früheren Zyklen verursachten, ist von Jahr zu Jahr zurückgegangen. Das langfristige Programm des KKL, durch Schulung des Instandhaltungspersonals und durch systematische Kontrollen den Eintrag von Fremdkörpern in die Wasserkreisläufe zu verhindern, hat nachhaltige Wirkung gezeigt.
- An der Speisewasserpumpe RL22 wurden gemäss dem Langzeitprogramm die Gleitringdichtungen an Vor- und Hauptpumpe gewechselt, das hydraulische Getriebe revidiert und neu der Ölnebelabscheider installiert.
- An einer Hauptkondensatpumpe wurde eine Totalrevision durchgeführt. Das Laufrad musste auf Grund von Kavitationsangriffen durch ein neues, hydraulisch optimiertes Laufrad ersetzt werden.
- Die Nivellierung und Dehnung des Turbinentisches wurden im warmen Zustand kontrolliert. Die axiale Wellenanhebung sowie der Rundlauf der Kupplungen wurden überprüft.
- Bei den Starkstromanlagen wurde der Blocktrafo in der Phase R gegen einen Reservetrafo getauscht, der vor dem Revisionsstillstand komplett revidiert wurde.
- Bei den leittechnischen Einrichtungen wurden die erforderlichen Kalibrierungen und Überprüfungen vorgenommen, die aus Sicherheitsgründen nur im Revisionsstillstand durchgeführt werden können. Das Verhalten der elektronischen Regelkreise inklusive Instrumentierung wurde überprüft und aufgezeichnet.

Auch bei den weiteren Instandhaltungsarbeiten, Prüfungen und Inspektionen sind keine Mängel festgestellt worden, welche die Anlagensicherheit beeinflussen.

Die Funktionsprüfungen, die gemäss dem System- und Logik-Funktionstest-Programm durchgeführt wurden, ergaben keine sicherheitstechnisch relevanten Befunde. Dies trifft auch zu für die Funktionsprüfungen im Nachgang zu den durchgeführten Anlagenänderungen.

Die HSK hat sich vor, während und nach dem Revisionsstillstand anlässlich von über 30 Inspektionen und Fachgesprächen und auf Grund der Prüfung der eingereichten Unterlagen über den Umfang und die Qualität der durchgeführten Arbeiten, den betriebsbereiten Zustand und die durchgeführten Tests im Rahmen des Wiederanfahrprogramms des KKL informiert. Aus der Sicht der HSK ist positiv hervorzuheben, dass die Stillstandstätigkeiten unter Einhaltung der erforderlichen Qualität und unter Beachtung der Strahlenschutzvorgaben professionell geplant und organisiert wurden. Sie wurden weitgehend plan- und sachgemäss durchgeführt.

Die HSK musste allerdings feststellen, dass das KKL während des Revisionsstillstands in drei Fällen der Freigabe- und Meldepflicht nicht korrekt nachgekommen ist. Die HSK hat darauf hingewiesen, dass die Einhaltung der Freigabe- und Meldepflicht gemäss den HSK-Richtlinien für ihre Aufgabe wichtig ist und zukünftig strikte einzuhalten ist.

4.2.3 Anlagenänderungen

Eine der Hauptaktivitäten war der Ersatz von zwei Niederdruck-Vorwärmern auf Grund der im Jahre 1999 festgestellten Mantelschwächung. Der Mantel der neuen Vorwärmer ist aus erosionsbeständigem, austenitischem Material gefertigt.

Nachdem in den Jahren 2000 und 2001 die Dieselüberwachungen für das Hochdruckkernsprühsystem HPCS und das Notkühlssystem A ertüchtigt worden sind, ist im Jahr 2003 die Schutzlogik für das Notkühlssystem B entsprechend erweitert worden.

Um die Gängigkeit der gedämpften Speisewasser-Rückschlagventile zu verbessern, wurden an zwei Armaturen im Dampftunnel und im Drywell neue Innenteile mit modifizierter Konstruktion und gehärteten Oberflächen eingebaut. Der Einbau dieser Teile erforderte eine aufwändige Anpassung der über den Armaturen liegenden Stahlträger, um den notwendigen Montagefreiraum zu schaffen. Bereits im

Jahr 2001 waren zwei dieser Armaturen entsprechend umgebaut worden. Die Dichtheitsprüfungen und die Gängigkeitstests bestätigten die Wirksamkeit der durchgeführten Massnahmen.

Die Stellungsanzeigen der prüfbaren Rückschlagklappen wurden durch eine Neukonstruktion mit besser geeigneten Materialien ersetzt. Damit ist die Zuverlässigkeit der Anzeigen erhöht worden.

Der als mobile Einheit ausgerüstete Wasserstoff-Rekombinator musste früher im Anforderungsfall an eine von zwei möglichen Stromversorgungen angeschlossen werden können. Dies betraf auch zahlreiche Steuerleitungen zu den entsprechenden Armaturen. Der Rekombinator ist nun fest an die Stromversorgung des Notkühlsystems A angeschlossen, und die elektrischen Leitungen sind definitiv verlegt worden.

Im Drywell wurden zur Verbesserung der Anlagensicherheit zusätzliche Branddetektoren eingebaut, die im Brandfall einen Alarm im Kommandoraum auslösen. Damit sind bereits Schwelbrände im Drywell detektierbar.

Für das Projekt «Prozessrechner-Modernisierung» sind verschiedene Vorbereitungsarbeiten durchgeführt worden, die aus Sicherheitsgründen nur während des Revisionsstillstands möglich sind. Es handelte sich u.a. um das Einbringen von verschiedenen Kabeln für das Netzwerk sowie das Verlegen der Stammkabel für die Mess-, Steuer- und Regeltechnik.

4.2.4 Brennstoff und Steuerstäbe

Der 19. Betriebszyklus (2002/03) verlief ohne Brennelementschäden. Dieses positive Resultat ist einerseits darauf zurückzuführen, dass der Betreiber sein Programm zur «System- und Komponentensauberkeit» während der Revisionsstillstände konsequent umsetzt und dadurch das Eindringen von Fremdkörpern in den Kühlmittelkreislauf vermeidet. Andererseits sind fast alle Brennelemente mit Fremdkörperfiltern ausgestattet, und ca. 20% verfügen über besonders wirksame Filter, die auch drahtförmige Fremdkörper effizient zurückhalten.

Während des Brennelementwechsels wurden 116 frische Brennelemente des Typs SVEA96-Optima2 sowie 16 frische Brennelemente des neuen Typs ATRIUM-10XP nachgeladen. Der letztere Typ wurde von der HSK zur Erprobung freigegeben. Die HSK hat sich davon überzeugt, dass die nachgeladenen Brennelemente den Qualitätsanforderungen für einen sicheren Betrieb entsprechen.

Die Borsäurekonzentration im Reaktorwasser war im Berichtszeitraum erhöht, was auf Undichtheit von Steuerstäben zurückzuführen ist. Der Betreiber hat eine Steuerstab-Austauschstrategie vorgelegt, auf deren Basis während des Revisionsstillstands 18 stark bestrahlte Steuerstäbe durch neue ersetzt wurden. Dieser Ersatz zeigt zwar positive Wirkung, jedoch ist die Borsäurekonzentration noch nicht auf ihr normales Niveau zurückgegangen. Die HSK lässt sich vom Betreiber regelmässig über den Verlauf der Borsäurekonzentration im Reaktorwasser informieren. Trotz Defekten ist eine ausreichende Abschaltwirksamkeit der Steuerstäbe gewährleistet.

4.3 Strahlenschutz

4.3.1 Schutz des Personals

Im Kalenderjahr 2003 (Daten für 2002 in Klammern) wurden im KKL folgende Kollektivdosen ermittelt:

| Aktionen | Kollektivdosis Personen-Sv | |
|----------------------|-------------------------------|--------|
| Revisionsstillstand | 0,60 | (0,22) |
| Leistungsbetrieb | 0,27 | (0,23) |
| Jahreskollektivdosis | 0,87 | (0,45) |

Im Berichtsjahr war der Umfang an wichtigen Arbeiten im Strahlenfeld grösser als im Vorjahr, wodurch sich die Jahreskollektivdosis im Vergleich zu diesem erhöhte. Die höchste im KKL akkumulierte Individualdosis beträgt 8,7 mSv (4,6 mSv) und liegt damit unter dem Dosisgrenzwert der Strahlenschutzverordnung für beruflich strahlenexponierte Personen von 20 mSv pro Jahr. Nähere Angaben sind aus den Tabellen A5 bis A10 und den Figuren A5 bis A8 ersichtlich.

Die Inkorporationsüberwachung mittels Triage-Inkorporationsmonitor ergab keine Hinweise auf Inkorporationen. Personenkontaminationen, die nicht mit den üblichen Mitteln (Händewaschen, Duschen) entfernt werden konnten, sind nicht aufgetreten.

In der Anlage traten keine unzulässigen Kontaminationen auf, wie laufend durchgeführte Kontrollmessungen an Luft- und Oberflächenproben bestätigten. An den Umwälzschleifen ist die mittlere Dosisleistung zum dritten Mal in Folge weiter leicht gesunken und lag im Revisions-

stillstand 2003 mit 1,71 mSv/h (1,89 mSv/h) unter dem Richtwert aus der Betriebsbewilligung (2 mSv/h). Während sich die Dosisleistungen an den überwachten Reaktoreinbauten während der vergangenen fünf Jahre kaum veränderten, gingen sie in der Sekundäranlage zurück. Die Leistungserhöhung hatte keinen messbaren Einfluss auf die Dosis der Mitarbeiter.

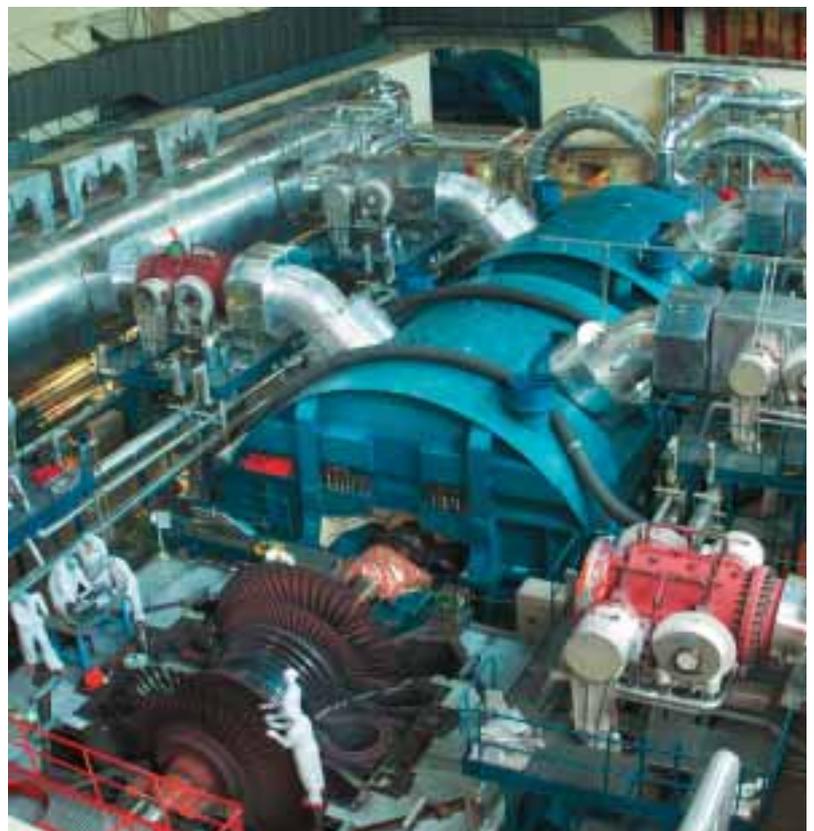
Während der Revision 2003 wurden in der Anlage temporär 43 Tonnen Abschirmungen montiert, davon 25 Tonnen im Drywell. Im Dampftunnel wurde die Standardabschirmung (etwa 450 Bleimatten sowie zwei Wasserschilder) aufgebaut.

Die im Zusammenhang mit früher aufgetretenen Brennstoffdefekten durchgeführten Messprogramme zur Bestimmung der Kontamination durch α -Strahler wurden weitergeführt. Die Resultate sind mit denjenigen des Vorjahres vergleichbar.

Für Arbeiten mit einer zu erwartenden Kollektivdosis von mehr als 10 Pers.-mSv wurden ausführliche Strahlenschutzplanungen erstellt. Hierzu gehörten die Arbeiten an den Speisewasser-Rückschlagventilen, der Austausch von zwei Niederdruckvorwärmern, die Arbeiten am Reaktorwasserreinigungssystem sowie das Auswechseln von hydraulischen Schwingungsbremsen. Bei den Arbeiten konnten die Dosis-

Blick auf die Dampfturbine, im Vordergrund eine geöffnete Niederdruckturbine.

Foto: KKL



planungsziele eingehalten bzw. unterschritten werden. Die Jobdosen für den Austausch der Kontrollstäbe sowie für die mechanisierte Ultraschallprüfung der Reaktordruckbehälter-Bodenkalotte überstiegen hingegen deutlich die Planungswerte. Das KKL wird in Zukunft die Arbeitsplätze noch sorgsamer überwachen und Verbesserungsmassnahmen ergreifen.

Die HSK überzeugte sich anlässlich zahlreicher Inspektionen (davon eine unangemeldete), dass im KKL ein guter Strahlenschutz betrieben wird.

4.3.2 Abgaben an die Umwelt und Direktstrahlung

Die Grenzwerte für die Abgaben radioaktiver Stoffe aus dem KKL, die Jahresabgaben 2003 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 über die Abluft in Form von Aerosolen, Jod und Edelgasen lagen deutlich unterhalb der in der Betriebsbewilligung festgelegten Grenzwerte. Die gleiche Aussage gilt auch beim Abwasser für Tritium und für die übrigen radioaktiven Abgaben. Tabelle A4b zeigt den Verlauf der Abgaben von Edelgasen und Jod über die Abluft resp. für Tritium und übrige radioaktive Stoffe über das Abwasser während der letzten fünf Jahre. Abgabewerte unter 1 Promille der Abgabelimite werden nicht ausgewiesen.

Aus den tatsächlich über die Abluft und das Abwasser abgegebenen radioaktiven Stoffen wird unter ungünstigen Annahmen die Jahresdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung des KKL berechnet. Sie liegt mit ca. 0,0033 mSv für Erwachsene und 0,0059 mSv für Kleinkinder deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwerts von 0,3 mSv/Jahr gemäss der aktualisierten HSK-Richtlinie R-11. Die Dosis resultiert primär aus der gemessenen Abgabe von Kohlenstoff-14 (C-14). Dieses Nuklid entsteht im Reaktor durch Kernreaktionen von Neutronen mit Stickstoff, Kohlenstoff und Sauerstoff. KKL führt stichprobenweise Messungen der C-14- und Tritiumkonzentration in der Abluft routinemässig durch. Artikel 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung besagen, dass Tätigkeiten, die für die betroffenen Personen zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr führen, in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gelten. Das bedeutet, dass keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben und der daraus resultie-

renden Dosis für die Bevölkerung notwendig sind. Diese Aussage gilt auch unter Berücksichtigung der PARCOM-Empfehlung 91/4, da die flüssigen Abgaben des KKL auch im internationalen Vergleich tief sind.

Die Dosisleistungs-Messsonden des von der HSK betriebenen Messnetzes (MADUK) in der Umgebung des KKL ergaben keine durch den Betrieb der Anlage erhöhten Werte (siehe Figur A10). Im Nahbereich eines Siedewasserreaktors ist die Ortsdosisleistung durch Direkt- und Streustrahlung aus dem Maschinenhaus erhöht. Die am Zaun quartalsweise von der HSK ermittelten Messwerte zeigten keine signifikante Veränderung gegenüber Messungen in früheren Jahren. Die von KKL ausgewerteten Thermolumineszenz-Dosimeter (TLD), die an mehreren Stellen am Zaun die Dosis messen, zeigten im Berichtsjahr einen Höchstwert von 3,85 mSv (inkl. natürlichem Untergrund von ca. 0,7 mSv). Die Immissionsgrenzwerte für die Direktstrahlung ausserhalb des Betriebsareals von 1 mSv pro Jahr für Wohn-, Aufenthalts- und Arbeitsräume und von 5 mSv pro Jahr für andere Bereiche nach Artikel 102 Absatz 3 der Strahlenschutzverordnung wurden im Berichtsjahr eingehalten.

4.3.3 Strahlenschutzinstrumentierung

Die Messgeräte zur Überwachung der Aktivitäts- und Strahlenpegel in der Anlage sowie der radioaktiven Abgaben an die Umwelt, die Personenmonitore und die Personendosimetersysteme wurden von der HSK stichprobenweise inspiziert. Die HSK hat sich anhand der entsprechenden Prüfprotokolle und Dokumente des Betreibers und durch eigene Kontrollen in der Anlage davon überzeugt, dass die regelmässigen Überprüfungen der Messgeräte durch das Kraftwerkspersonal vorschriftsgemäss durchgeführt wurden und dass die Messgeräte einwandfrei funktionieren.

Zusätzlich zu den HSK-Inspektionen werden bestimmte Messsysteme jedes Jahr im Rahmen von Vergleichsmessungen, an denen verschiedene nationale Labors bzw. Messstellen teilnehmen, überprüft:

- Die vierteljährlichen Kontrollmessungen der HSK und die halbjährlich durchgeführten Vergleichsmessungen der SUeR von Aerosol- und Jodfiltern sowie von Abwasserproben zeigten eine gute Übereinstimmung mit den Werten des Kernkraftwerks Leibstadt.
- An der vom Bundesamt für Gesundheit (BAG) und der HSK gemeinsam organisierten, jährlich stattfindenden Vergleichsmessung für

Personendosimetriestellen hat die Dosimetriestelle des KKL im Berichtsjahr, wie in der Anerkennungsverfügung gefordert, teilgenommen und den Nachweis der am Referenzpunkt erforderlichen Messgenauigkeit von $\pm 10\%$ erbracht.

4.4 Personal und Organisation

4.4.1 Organisation und Betriebsführung

Das KKL hat im Berichtsjahr keine internen organisatorischen Veränderungen vorgenommen. Der Personalbestand des KKL hat sich stabilisiert. Das Werk beschäftigte Ende Berichtsjahr 413 Personen (2001: 395).

Im Jahr 2002 hatte die AXPO die Watt AG mit ihren Tochtergesellschaften zu 100% übernommen. Dabei wurde auch die EGL, welche bisher die Geschäftsführung des KKL wahrnahm, in die AXPO Holding integriert. Auf Anfang 2003 wurde die Geschäftsleitung des KKL an den Bereich Kernenergie der NOK (ein Unternehmen der AXPO) übergeben. Diese Massnahme hat keine Auswirkungen auf die Betriebsleitung und die inneren Strukturen und Abläufe des KKL. Hingegen wurden im Rahmen dieser Integration die Brennstoffbüros von KKB und KKL zusammengelegt. Dadurch, dass KKB und KKL in den Geschäftsbereich Kernenergie der NOK integriert sind, wird sich die bereits gut etablierte Zusammenarbeit zwischen den beiden Werken in verschiedenen technischen Bereichen und auf dem Gebiet der Sicherheitskultur noch verstärken.

Kostenentwicklung und Investitionen im Bereich der nuklearen Sicherheit sind ein Standardtraktandum der jährlichen Besprechungen zwischen der Direktion des KKL und der HSK. Nach Aussage von KKL sind Kosteneinsparungen sinnvoll, aber nur da, wo sie nicht zu Lasten der Sicherheit erfolgen. Im Bereich Personal sind keine Einsparungen vorgesehen.

In den vergangenen Jahren hat das KKL das Qualitätsmanagementsystem zu einem «Total Quality Management» (TQM) erweitert und dieses im Oktober 2003 in Kraft gesetzt. Das System ist auf dem Intranet des KKL für alle Mitarbeitenden in einer sehr benutzerfreundlichen Version verfügbar. Das TQM des KKL kann als integriertes Managementsystem verstanden werden, welches alle Aspekte des Kraftwerkbetriebs umfasst. KKL hat die Absicht, den Bereich «Qualität» des Systems im Jahr 2004 nach der Norm ISO-9001:2000 zertifizieren zu lassen.

4.4.2 Personal und Ausbildung

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals umfasst die Grundausbildung für die jeweilige Funktion im Kraftwerk und die periodische Wiederholungsschulung zur Aufrechterhaltung der Kompetenz und Fortbildung in Bezug auf die Weiterentwicklung von Anlage und Vorschriften. Angesichts der hohen Bedeutung der betrieblichen Weiterbildung für die Kompetenz des Betriebspersonals bildet das KKL zwei zusätzliche Pickettingenieure als Simulatorinstruktoren und Lehrkräfte aus. Der Gesundheitsvorsorge für Schichtdiensttuende diente ein Seminar zum Thema Schlaf, ist doch der Umgang mit dem schichtdienstbedingten Wechsel von Arbeitszeiten von grosser Bedeutung für die Konzentrations- und Einsatzfähigkeit.

Die HSK überprüfte eingehend das Vorgehen des KKL bei der Auswahl von neuem Betriebspersonal, bei der Selektion von Personal zur Weiterqualifizierung für höhere Funktionen und bei der periodischen Requalifizierung des lizenzierten Personals. Weiter inspizierte sie das Ausbildungsprogramm und das Training einer Schichtgruppe am Simulator im Umgang mit verschiedenen Betriebsstörungen. Der anlagenspezifische Simulator im KKL ist ein wertvolles Hilfsmittel, mit dem das Schichtpersonal die Bedienung der Anlage im Normalbetrieb und bei Störungen unter realistischen Bedingungen üben kann.

Im Rahmen eines IAEA-Projektes überprüfte die HSK die Strategien des KKL zur Sicherung und Weitergabe des Wissens an neue Mitarbeitende. Das KKL verfügt über eine umfassende Planung zum rechtzeitigen Ersatz

**Ersatz eines
Niederdruck-
Vorwärmers.**

Foto: KKL



von in Pension gehenden Mitarbeitenden und wirksame Instrumente zur Weitergabe ihres Wissens und Könnens. Das KKL hat einen ersten Generationenwechsel des Personals bereits bewältigt und ist auf bevorstehende Personalabläsungen gut vorbereitet.

Im Berichtsjahr wurden im KKL unter Aufsicht der HSK zwei Pikettingenieure lizenziert. Ihre Abschlussprüfung der kerntechnischen Grundlagenausbildung bestanden vier Mitarbeiter des KKL an der PSI-Technikerschule und vier Mitarbeiter an der Kraftwerksschule Essen, alle unter Aufsicht der HSK. Grundlage für die Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals bildet die Richtlinie HSK-R-27. Die Anzahl lizenzierter Personen ist in Tabelle A2 zusammengestellt.

4.5 Gesamteindruck aus der Sicht der HSK

Der Zustand der Anlage Leibstadt in Bezug auf die nukleare Sicherheit, den Strahlenschutz und die Betriebsführung ist gut. Die Anlage KKL verzeichnete in ihrem 19. Betriebsjahr eine hohe Arbeitsausnutzung von 91,5%. Der Betrieb der Anlage verlief ohne ungeplante Reaktorschnellabschaltung. Erstmals seit mehreren Jahren war kein Brennstoffschaden zu verzeichnen. Das langfristige Programm des KKL, durch Schulung des Instandhaltungspersonals und systematische Kontrollen den Eintrag von Fremdkörpern in die Wasserkreisläufe zu verhindern, hat Wirkung gezeigt.

Im Berichtsjahr traten vier klassierte Vorkommnisse gemäss der HSK-Richtlinie R-15 auf. Ein Vorkommnis fand bei einem Transport eines Containers mit radioaktiven Fässern statt. Die drei weiteren Vorkommnisse traten bei Funktionstests von Sicherheitssystemen auf. Die Vorkommnisse sind von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung.

Die Borsäurekonzentration im Reaktorwasser ist auf Grund von Undichtheit von Steuerstäben angestiegen. Der Betreiber hat deshalb während des Revisionsstillstands 18 stark bestrahlte Steuerstäbe durch neue ersetzt. Dieser Ersatz zeigt positive Wirkung, jedoch ist die Borsäurekonzentration noch nicht auf ihr normales Niveau zurückgegangen. Die ausreichende Abschaltwirksamkeit der Steuerstäbe ist gewährleistet.

Die Revisionsarbeiten zum Jahresstillstand mit einer Dauer von 22 Tagen wurden

professionell geplant und abgewickelt. Hauptaktivitäten waren Ultraschallprüfungen von Schweissnähten auf Grund eines langjährigen Prüfprogramms. Die Innenseiten des Reaktor-druckbehälters und die Kerneinbauten wurden wie in den Vorjahren mit Unterwasserkameras inspiziert. Die zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen, Anlagenänderungen, Inspektionen und Funktionsprüfungen von Systemen und Komponenten ergaben keine signifikanten Befunde.

Im Rahmen ihrer Aufsicht hat die HSK während des Betriebsjahres rund 80 Inspektionen durchgeführt, wovon ein Grossteil während der Jahresrevision stattgefunden hat. Schwerpunkte der Inspektionen waren der Betrieb, der Strahlenschutz und Wiederholungsprüfungen. Die Ergebnisse der Inspektionen wurden dem Betreiber mitgeteilt und erkannte Verbesserungsmassnahmen von ihm umgesetzt. Die HSK hat keine sicherheitstechnischen Defizite festgestellt, die den sicheren Betrieb der Anlage in Frage gestellt hätten.

Die HSK hat festgestellt, dass das KKL während des Revisionsstillstands in drei Fällen der Freigabe- und Meldepflicht nicht korrekt nachgekommen ist. Die HSK hat das KKL nachdrücklich darauf hingewiesen, dass die Freigabe- und Meldepflicht an die HSK zukünftig strikt einzuhalten ist.

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals erfolgt sorgfältig und gut strukturiert. Im Rahmen der Ausbildung wird der Vermittlung sicherheitsgerichteten Handelns grösstes Gewicht beigemessen. Durch die mindestens alle zwei Jahre erfolgende detaillierte Bewertung der Reaktoroperateure, Schichtchefs und Pikettingenieure in anspruchsvollen Simulatortrainings stellt das KKL sicher, dass die Anlage ausschliesslich von kompetentem und teamfähigem Personal bedient wird. Bei den Prüfungen der kerntechnischen Grundlagen und den Lizenzprüfungen konnte sich die HSK von der Fachkompetenz des lizenzpflichtigen Personals überzeugen.

Aus Sicht des operationellen Strahlenschutzes wurden die Routinearbeiten und die Arbeiten im Rahmen der sicherheitstechnisch vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen erfolgreich durchgeführt. Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen deutlich unterhalb der behördlich festgelegten Grenzwerte. Damit ergab sich im Vergleich zur natürlich auftretenden Strahlenexposition nur eine unbedeutende Strahlendosis für die Bevölkerung.

5. ANLAGENÜBERGREIFENDE THEMEN ZU DEN SCHWEIZERISCHEN KERNKRAFTWERKEN

5.1 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) und Accident Management (AM)

5.1.1 Probabilistische Sicherheitsanalysen

Mit der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) werden Schwere Unfälle analysiert und deren Konsequenzen bewertet. Als Schwere Unfall wird ein Störfall bezeichnet, bei dem der Reaktorkern nicht mehr gekühlt werden kann und in der Folge zu schmelzen beginnt. Erst ein Schwere Unfall kann dazu führen, dass grosse Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung des KKW freigesetzt werden. Schwere Unfälle sind äusserst unwahrscheinlich und setzen den Ausfall zahlreicher Sicherheitseinrichtungen voraus. Im Jahre 2003 wurden von den Schweizer Anlagenbetreibern im Wesentlichen folgende PSA-Arbeiten durchgeführt bzw. der HSK eingereicht:

- Der Betreiber des KKW Beznau (KKB) hatte im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) die KKB-PSA aktualisiert und ergänzt. Im Jahre 2003 wurden auf Anfrage der HSK zusätzliche Informationen geliefert, die für die behördliche Überprüfung der KKB-PSA in Hinblick auf die Bewertung des Antrages zur unbefristeten Betriebsbewilligung für das KKB 2 erforderlich waren. Die Resultate der KKB-PSA und der Überprüfung durch die HSK werden im Kapitel 5.1.2 kurz dargestellt.
- Der Betreiber des KKW Gösgen reichte Ende 2003 eine aktualisierte PSA-Studie für den Volllastbetrieb ein. Schwerpunktmässig wurden implementierte Anlagenänderungen in das PSA-Modell übernommen, die Betriebs Erfahrung ausgewertet, die Analysen für die auslösenden Ereignisse Brand und Erdbeben sowie für Operateurhandlungen überarbeitet und neue thermohydraulische Analysen durchgeführt.
- Der Betreiber des KKW Leibstadt (KKL) arbeitete an der Einführung der Living PSA, d.h. an den Voraussetzungen, die PSA auf effiziente Art und Weise auch häufiger als im Zehn-

resintervall aktualisieren zu können. Mit der dazu entwickelten Software wurden im vergangenen Jahr die Komponentenzuverlässigkeitsdaten aktualisiert. Neben diesen Daten reichte das KKL der HSK eine verbesserte probabilistische Analyse der Operateurhandlungen ein.

- Der Betreiber des KKW Mühleberg (KKM) initiierte verschiedene Arbeiten zur Umsetzung der in der behördlichen Stellungnahme zur KKM-PSÜ festgestellten Verbesserungsmöglichkeiten. Ende 2003 wurden der HSK erste überarbeitete Teile der KKM-PSA eingereicht.

Die HSK überprüft jeweils alle eingereichten Studien und fordert die Betreiber gegebenenfalls auf, die in Bezug auf die Studien oder die Anlage festgestellten, in Prüfberichten dokumentierten Verbesserungsmöglichkeiten zu berücksichtigen. Gleichzeitig mit der Überprüfung der von den Betreibern überarbeiteten PSA aktualisiert die HSK ihre eigenen werk-spezifischen PSA-Modelle. Diese Modelle ermöglichen es der HSK, eigene Risikoanalysen durchzuführen, um die Sicherheit der Anlage unabhängig von den Resultaten der Betreiber zu bewerten.

Die Resultate der PSA zeigen, dass die Schweizer KKW ein im internationalen Vergleich hohes Sicherheitsniveau aufweisen, das z.B. deutlich über den empfohlenen Richtwerten der IAEA (Internationale Atomenergiebehörde) liegt. Die Risikoprofile sind weitgehend ausgeglichen, d.h. es konnten keine dominierenden Anlagen-schwachpunkte identifiziert werden.

5.1.2 Überprüfung der PSA Beznau

Der Betreiber des Kernkraftwerks Beznau legte der HSK als Teil der Periodischen Sicherheitsüberprüfung eine PSA-Studie vor, die sowohl den Volllastbetrieb als auch den Stillstand- und Schwachlastbetrieb umfasst. Die Studie für den Volllastbetrieb stellt eine Aktualisierung der vorangehenden Studie dar und beinhaltet die Analyse des Ablaufs eines Schwere Unfalls vom auslösenden Ereignis über einen Kernschaden

bis zum Versagen des Containments als letzte Rückhaltebarriere für eine mögliche Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Die Studie für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb wurde erstmalig durchgeführt. Diese beschränkt sich auf die Analyse von Unfallabläufen bis zum Brennstoffschaden. Die Durchführung einer PSA-Studie für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb ist noch nicht so verbreitet wie die Durchführung einer PSA-Studie für den Volllastbetrieb.

Die eingereichte PSA-Studie zeigt, dass das KKB ein im internationalen Vergleich hohes Sicherheitsniveau sowohl für den Volllastbetrieb als auch für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb aufweist. Die aktuelle Kernschadenshäufigkeit für das KKB hat sich gegenüber dem in der vorangehenden PSA-Studie ausgewiesenen Wert nochmals verringert. Diese Verringerung ist insbesondere auf die Nachrüstung eines weiteren Systems zur Bespeisung der Dampferzeuger (Notspeisewassersystem) sowie auf die positive Betriebserfahrung beider KKB-Blöcke zurückzuführen.

Montage neuer Batterien.

Foto: KKG

Auf Grund der zielgerichtet realisierten Nachrüstungen ist das Sicherheitskonzept des KKB sowohl für den Leistungsbetrieb als auch für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb ausgewogen. Die ermittelte Kern- bzw. Brennstoffschadenshäufigkeit wird weder durch ein bestimmtes auslösendes Ereignis noch durch den Ausfall eines einzelnen Sicherheitssystems dominiert. Insgesamt gesehen kommt der Notstromversorgung im KKB die höchste sicherheitstechnische Bedeutung bei der Beherrschung Schwerer Unfälle zu.

Die für den Volllastbetrieb im KKB ausgewiesene mittlere Häufigkeit einer frühen und grossen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung hat sich im Vergleich zur vorangehenden PSA-Studie deutlich verringert. Die Reduktion ist sowohl auf die erstmalige Berücksichtigung von Accident-Management-Massnahmen und den neu im KKB eingeführten Strategien zur Begrenzung der Folgen Schwerer Unfälle als auch auf systemtechnische Verbesserungen (z.B. Containment-Isolation) zurückzuführen.



Die HSK kommt auf Grund ihrer unabhängigen Prüfung zu dem Ergebnis, dass die KKB-PSA das Anlagenverhalten des KKB bei Schwere Unfällen plausibel und umfassend abbildet.

5.1.3 Neue probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse

Die HSK verlangte von den Betreibern der Schweizer KKW neue Erdbebengefährdungsstudien, nachdem sie deutliche Fortschritte in der solchen Studien zugrunde liegenden Methodik festgestellt hatte. Das von den Betreibern in der Folge unter dem Projektnamen PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) in Angriff genommene Vorhaben hat zum Ziel, die Erdbebengefährdung basierend auf erdwissenschaftlichen Daten zu berechnen, die für die gesamte Fachwelt repräsentativ sind. Das Projekt wird von der HSK mit einem Team anerkannter Experten begleitend überprüft.

Die für das vergangene Jahr vorgesehenen Workshops und strukturierten Expertenbefragungen konnten planmässig durchgeführt werden. Dabei wurden von den zahlreichen Experten weitere Modelle zur Beschreibung einzelner physikalischer Zusammenhänge im Prozess der Entstehung und Fortpflanzung von seismischen Bodenerschütterungen vorgeschlagen, diskutiert und gewichtet. Anschliessend wurden diese gewichteten Detailmodelle in das numerische Gesamtmodell integriert. Das Gesamtmodell hat die Form eines logischen Baumes, in welchem jeder vollständige Ast einer Gefährdungskurve und einer zugehörigen Wahrscheinlichkeit entspricht. Nach Fertigstellung des Gesamtmodells werden die Gefährdungsberechnungen im Sinne eines Know-how-Transfers in Zusammenarbeit mit einer US-Firma in der Schweiz durchgeführt werden.

Nach Vorliegen der von der HSK geprüften PEGASOS-Resultate werden die neuen Ergebnisse und Erkenntnisse in die PSA-Studien der Schweizer Kernkraftwerke einfließen und in allenfalls erforderliche Massnahmen umgesetzt werden.

5.1.4 Einführung von «Severe Accident Management Guidance»

«Severe Accident Management Guidance» (SAMG) dient der systematischen Bewältigung bzw. Milderung der Auswirkungen von Schwere Unfällen. Mit SAMG wird das in allen schweizerischen KKW vorhandene System von Stör- und Notfallvorschriften erweitert auf Un-

fälle mit einem stark beschädigten Kern. Es ist das Ziel von SAMG, einen Kernschmelzvorgang zu beenden oder zumindest die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung so gering wie möglich zu halten. Mit der Forderung nach Bereitstellung von SAMG nicht nur für den Volllastsondern auch für den Stillstandbetrieb geht die Schweiz über den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik hinaus.

Alle Schweizer KKW haben in den vergangenen Jahren umfangreiche Arbeiten zur Implementierung der SAMG für Volllast- und teilweise auch für Stillstandbetrieb geleistet. Die Entwicklungsarbeiten wurden von der HSK begleitend überprüft. Insbesondere die technischen Grundlagen für das Management eines Schwere Unfalls (Basis der SAMG) stehen mittlerweile bei allen Werken zur Verfügung. Bis Ende 2004 soll SAMG in allen Werken implementiert sein.

5.1.5 Unfallanalysesystem ADAM

Bei einem Störfall in einem Schweizer KKW werden der HSK alle zwei Minuten bis zu 25 relevante Anlagenparameter (ANPA) via eigenes Übermittlungsnetz zugestellt. Die ANPA-Werte werden vom ADAM-System («Accident Diagnostics, Analysis and Management») verarbeitet. ADAM besteht aus drei Modulen mit folgenden Funktionen:

- *On-Line-PI-Modul (PI = Pikettingenieur)*: Das PI-Modul bereitet die ANPA-Werte grafisch so auf, dass sich der PI im Einsatzfall rasch über den Ablauf und das Ausmass des Störfalls ins Bild setzen kann.
- *On-Line-Diagnosemodul*: Das Diagnosemodul interpretiert die ANPA-Werte, zum Teil auch mittels thermohydraulischer Analysen. Das Diagnosemodul liefert Hinweise zu möglichen Ursachen des Störfalls, zur Einhaltung von Grenzwerten und zum Zustand wichtiger Anlageanteile.
- *Off-Line-Simulationsmodul*: Mit dem Simulationsmodul können eine Vielzahl von Unfallabläufen untersucht werden. Das Modul ist u.a. geeignet, die bei einem Schwere Unfall freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe abzuschätzen.

Im Jahr 2003 wurde ADAM bei verschiedenen Gelegenheiten im On-Line-Modus zur Bewertung der Reaktorsicherheit betrieben – u.a. im Rahmen der KKB-Gesamtnotfallübung IRIS. Hierbei konnte das System seine hohe Zuverlässigkeit unter Beweis stellen und wertvolle Informationen zur Beurteilung des Anlagen-

zustands liefern. Ferner wurde ADAM für die HSK-interne Schulung im Bereich der Reaktorsicherheit genutzt, und mit dem ADAM-Simulationsmodul wurden verschiedene thermohydraulische Analysen, z.B. zur Unterstützung der PSA, durchgeführt.

5.1.6 Studie zur probabilistischen Ereignisanalyse

Mit der probabilistischen Ereignisanalyse wird anhand der PSA-Modelle der Einfluss von Ereignissen auf das Anlagenrisiko bewertet. Der Begriff Ereignis wird hierbei in einem erweiterten Sinn gebraucht. So werden bei der probabilistischen Ereignisanalyse nicht nur unvorhergesehene Kraftwerksabschaltungen und Unverfügbarkeiten von sicherheitsrelevanten Komponenten betrachtet, sondern auch geplante Wartungen und Funktionstests. Die probabilistische Ereignisanalyse dient vor allem der jährlichen Bewertung der Betriebserfahrung und kann auch zur sicherheitstechnischen Einordnung der Vorkommnisse herangezogen werden.

Mit dem Ziel, Erfahrung zu sammeln, hat die HSK im vergangenen Jahr für die Schweizer Kernkraftwerke eine probabilistische Ereignisanalyse für das Jahr 2000 erstellt. Der entsprechende Datensatz wurde mit Unterstützung der Betreiber erhoben. Für die Bewertung der Ereignisse wurden die HSK-eigenen PSA-Modelle für interne Ereignisse verwendet. Mit dieser Fallstudie wurde eine effiziente Methode zur Identifizierung und zur probabilistischen Bewertung relevanter Ereignisse aufgezeigt. Die Fallstudie zeigte, dass mit Hilfe der probabilistischen Ereignisanalyse interessante Erkenntnisse zur Betriebsweise gewonnen werden können. Mit der jährlichen Anzahl von Risikospitzen und dem jährlich akkumulierten Risiko wurden zwei probabilistische Sicherheitsindikatoren definiert, die sowohl punktuelle als auch integrale Risikoerhöhungen anzeigen und zukünftig für die Bewertung der Betriebserfahrung verwendet werden sollen.

5.2 Alterungsüberwachung

Für alle schweizerischen Kernkraftwerke und das Zentrale Zwischenlager wurde 2003 die umfassende Dokumentation zur Alterungsüberwachung weitergeführt, in der die wichtigen Angaben für die Beurteilung der Alterungsmechanismen der einzelnen Anlageteile enthalten sind. Diese Dokumentation bildet auch eine

wichtige Basis für die Beurteilung der Alterungsüberwachung im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung, der jede Anlage regelmässig unterzogen wird. Die Alterungsüberwachungsprogramme (AÜP) stellen ein systematisches, fortdauerndes Vorgehen dar, um Effekte der Alterung von Werkstoffen und Baustoffen rechtzeitig zu erkennen und zu beurteilen, und gegebenenfalls Massnahmen zur Behebung und Verhinderung von Alterungsschäden zu veranlassen. Die Ergebnisse der Untersuchung der Alterungsmechanismen dienen der Planung von Instandhaltungsmassnahmen und werden in Qualifizierungsvorhaben von zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen an mechanischen Komponenten verwendet.

In der *Bautechnik* sind durch die Kernkraftwerke und durch das Zentrale Zwischenlager weitere Basisinspektionen durchgeführt worden. Damit wird der Zustand der Baustrukturen genau erfasst und dokumentiert, um spätere Änderungen bewerten zu können. Im KKM und KKG sind die Basisinspektionen für alle klassierten Gebäude abgeschlossen, zum grössten Teil dokumentiert und von der HSK beurteilt. Noch ausstehend sind die Basisinspektionen vor allem für Strukturteile wie Befestigungen, Brandabschlüsse, Anstriche, Fugenbänder, Durchdringungen, im KKG zudem noch für einzelne weitere Bauwerke, wie zum Beispiel Einlaufbauwerke und Kühlwasserkanäle. Im KKB sind die Basisinspektionen für Reaktorgebäude und die Nebengebäude A, B, C, D, E abgeschlossen, dokumentiert und von der HSK beurteilt. Die Basisinspektionen für das Maschinenhaus, Notstandsgebäude, weitere Nebengebäude sowie das hydraulische Kraftwerk sind geplant und terminiert, teilweise bereits durchgeführt, aber noch nicht dokumentiert. Im KKL sind Dokumentationen für alle klassierten Gebäude vorhanden, aber noch ohne Erfassung der Basisinspektionen. Im Berichtsjahr wurden Instandsetzungsarbeiten, zum Beispiel an Dilatationsfugen und Fassaden, durchgeführt. Die sicherheitsrelevanten Bauwerke befinden sich in einem guten baulichen Zustand. Die Alterungsüberwachung der Bauwerke erfolgt planmässig.

In der *Elektrotechnik* sind die AÜP-Dokumente für die 1E-klassierten Ausrüstungen, z.B. Kabel, Motoren, Magnetventile usw. im Containment nahezu vollständig, für die übrigen 1E-klassierten Komponenten grossenteils erstellt. Schwerpunktässig wurden im Berichtsjahr bei KKB, KKG und KKL weitere Dokumente

für 1E-klassierte, ausserhalb des Containments liegende Komponenten erstellt. Beim KKM wird nach der sicherheitstechnischen Bedeutung der zu erfüllenden Funktion, jedoch unabhängig vom Einbauort, vorgegangen. Bezogen auf alle schweizerischen KKW hat die Steckbriefdokumentation der zu erfassenden 1E-klassierten Komponenten einen Anteil von über 80% erreicht. Im Hinblick auf eine verbesserte Überwachung und Prävention alterungsbedingter Zustandsverschlechterungen wurden einige Lücken in der Instandhaltung bei den KKW erkannt und zum Beispiel durch zusätzliche Kontrollen und Kürzungen von Instandhaltungsintervallen geschlossen. Die AÜP-Dokumente der betroffenen Komponenten wurden entsprechend überarbeitet. Zurzeit sind keine weiteren Massnahmen notwendig. Unterstützt wird dies auch durch den Umstand, dass in der Elektro- und Leitetchnik oft ein Ersatz von Komponenten aus wirtschaftlichen Gründen bzw. wegen technologischer Alterung vor dem Erreichen der technischen Lebensdauer vorgenommen wird.

Im Bereich *mechanischer Komponenten* zeigte die Entstehung von zwei kleinen Leckagen infolge Materialermüdung an einer Durchflussmessung einer Speisewasserleitung und im Bereich des Reaktordruckbehälterstutzens des Steuerstabbrückführsystems im Kernkraftwerk Mühleberg (siehe Kap. 2.2.1) erneut die Bedeutung des Alterungsüberwachungsprogramms. Die betroffenen Schadstellen waren noch nicht oder unzureichend im Alterungsüberwachungsprogramm erfasst, obschon KKM mit der Ausarbeitung der AÜP-Dokumentation weit fortgeschritten ist. KKM reichte 2003 die Dokumentation zu neun Kühl- und Sicherheitssystemen und eine überarbeitete Dokumentation zum Containment ein. KKB erstellte ebenfalls eine verbesserte Dokumentation zu den Containments unter Einbezug der neuesten Untersuchungsergebnisse und bearbeitete intern die Alterungsüberwachungsprogramme der noch ausstehenden Sicherheitssysteme, deren Dokumentation bei der HSK 2004 eingereicht werden soll. KKL reichte der HSK die Dokumentation zu vier weiteren Kühl- und Sicherheitssystemen ein. Die Alterungsüberwachung wurde als Prozess im Managementsystem des KKL verankert. KKG arbeitete schwerpunktmässig an der Transientenüberwachung, mit deren Hilfe die Materialermüdung erfasst und kontrolliert wird. Die Erstellung der Dokumente zur Alterungsüberwachung für die zahlreichen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklas-

sen 2 und 3 wurde weitgehend planmässig weitergeführt. Bezogen auf die Sicherheitssysteme liegt der HSK damit für KKB, KKL und KKM die Dokumentation für ca. 60% der mechanischen Ausrüstungen vor, für KKG ca. 40%. Für die Alterungsüberwachungsprogramme der SK-1-Komponenten wie dem Reaktordruckbehälter sind die Arbeiten im Wesentlichen vollständig. Schadensfälle in ausländischen Anlagen sowie die Ergebnisse der zerstörungsfreien Prüfungen an den schweizerischen Reaktordruckbehältern (z.B. Prüfung der RDB-Deckeldurchführungen im KKB) werden von der HSK mit grösster Aufmerksamkeit verfolgt, um daraus Hinweise für mögliche Ergänzungen des Alterungsüberwachungsprogramms abzuleiten. Die Bereiche, an denen in ausländischen Anlagen in letzter Zeit Schäden gefunden wurden, sind mit den Wiederholungsprüfprogrammen der schweizerischen KKW erfasst.

Die Alterungsüberwachungsprogramme (AÜP) werden von allen schweizerischen Kernkraftwerken und vom Zentralen Zwischenlager weitgehend planmässig durchgeführt und verlaufen zufriedenstellend. Die Alterungsüberwachung beinhaltet nicht nur die Zustandsbeurteilung der Anlageteile mit geeigneten Methoden, sondern auch die regelmässige Auswertung von weltweiten Erfahrungen mit werkstofftechnischer Alterung. Die HSK verfolgt laufend die Ergebnisse und stellt fest, dass Alterungsphänomene bisher nicht zu einer Beeinträchtigung der Sicherheit in schweizerischen KKW geführt haben. Die Alterungsüberwachungsprogramme tragen dazu bei, dass der hohe Sicherheitsstand der schweizerischen Kernanlagen auch bei einem lang andauernden Betrieb über mehrere Jahrzehnte erhalten bleibt.

5.3 Radioaktive Abfälle

Beim Betrieb der Kernkraftwerke fällt durch Instandhaltung und Umbau Material an, das radioaktiv kontaminiert oder aktiviert ist. Zur Minimierung der radioaktiven Abfälle wird nicht aktiviertes, aber kontaminiertes Material der Dekontamination und anschliessend der Inaktivfreimessung zugeführt. Die Bedingungen für die Freimessung von Materialien aus kontrollierten Zonen sind in der Richtlinie HSK-R-13 geregelt, die im Februar 2002 in Kraft gesetzt wurde. Im Jahr 2003 sind aus den schweizerischen Kernkraftwerken (inklusive Versuchsatomkraftwerk Lucens) rund 90 t Material (insbesondere



Die Gebäude der ZWILAG in Würenlingen aus der Vogelperspektive.

Foto: Zwilag

als Stahl, Beton, Öl und Bauschutt) zur Weiterverwendung oder zur konventionellen Beseitigung als inaktiv freigemessen und der HSK gemeldet worden. Die aus der Dekontamination entstandenen Sekundärabfälle werden den radioaktiven Rohabfällen zugeführt.

Radioaktive Rohabfälle fallen vor allem aus den Wasserreinigungssystemen sowie der Abgas- und Fortluftreinigung an. Weitere Quellen derartiger Abfälle sind der Austausch von Komponenten bei Instandhaltungs- sowie Umbau- oder Nachrüstmassnahmen. Die radioaktiven Rohabfälle werden gesammelt, kampagnenweise konditioniert und bis zur geologischen Tiefenlagerung entweder im werksinternen Zwischenlager oder im Zentralen Zwischenlager (ZZL) der ZWILAG eingelagert. In allen Kernkraftwerken lag der Anfall an radioaktiven Rohabfällen im Berichtsjahr im selben Bereich wie im Vorjahr. Der Vergleich über mehrere Jahre lässt allerdings eine Tendenz zu geringeren Abfallmengen erkennen (vgl. Tabelle A11a).

Bei der Konditionierung werden die radioaktiven Rohabfälle durch Verfestigung, Einbindung in einer Matrix und Verpackung in eine transport-, zwischenlager- und endlagerfähige Form gebracht. Im Berichtsjahr wurden in je-

dem Kernkraftwerk Konditionierungskampagnen durchgeführt:

- im KKB die Zementierung von Schlämmen aus der Abwasserreinigungsanlage,
- im KKM die Zementierung von Ionentauscherharzen,
- im KKG die Bituminierung von Konzentraten und die abschliessende Konditionierung durch Zementierung der vorgängig bereits verpressten Filterkerzen,
- im KKL die Zementierung von Harzen und Konzentraten.

Darüber hinaus wurden in einigen Kraftwerken Abfälle auf der Basis der aktuellen Annahmebedingungen für die Verbrennungs- und Schmelzanlage der ZWILAG umgepackt. Jedes konditionierte Abfallgebilde wird mit seinen Eigenschaften in einer elektronischen Datenbank erfasst. Die HSK hat im Berichtsjahr Inspektionen der Konditionierungsarbeiten in allen vier Kernkraftwerken durchgeführt. Mit Befriedigung stellte sie überall Übereinstimmung mit den Anforderungen fest.

Nach der 46. und letzten Kampagne zur Verbrennung brennbarer Mischabfälle hat das PSI im Jahr 2002 den Betrieb seines Ofens eingestellt. Die Ascheprodukte dieser Kampagne

wurden den Kraftwerken (KKL und KKM) 2003 zurückgeliefert. Es war geplant, dass die Verbrennungs- und Schmelzanlage der ZWILAG ab 2003 die schwachaktiven, brennbaren Abfälle übernehmen sollte. Der aktive Betrieb der Anlage konnte jedoch noch nicht aufgenommen werden (vgl. Kap. 6). Die von allen Kernkraftwerken für die Konditionierung der brennbaren Abfälle bereits seit Ende 2002 bereitgestellten Abfallfässer für den neuen Ofen der ZWILAG wurden im Laufe des Berichtsjahres zunächst in den werkseigenen Zwischenlagern aufbewahrt. Inzwischen wurden solche Fässer teilweise zur ZWILAG transferiert, wo sie im Hochregallager der Konditionierungsanlage aufbewahrt werden.

Alle Konditionierungsverfahren und die daraus entstehenden Abfallgebindetypen müssen gemäss bestehender Richtlinie HSK-R-14 von den Betreibern im Detail spezifiziert und von der HSK geprüft und freigegeben werden. Zur Herstellung aller gegenwärtig produzierten Abfallgebindetypen verfügen die Kernkraftwerke über eine Freigabe der HSK. Im Berichtsjahr hat die HSK einen weiteren Gebindetyp beurteilt und freigegeben. Die HSK hat ferner die letzten Nachdokumentationen von früheren Abfallgebindetypen der Kernkraftwerke geprüft und freigegeben. Mit diesem Verfahren wird auch für Abfallgebindetypen, die heute in dieser Form nicht mehr erzeugt werden, die Konformität gegenüber den aktuellen Anforderungen beurteilt. Die HSK ist befriedigt über den Abschluss dieses langjährigen Verfahrens der Nachdokumentation. Jedes Abfallgebinde der Kernkraftwerke ist damit mit einer Dokumentation versehen, die sämtliche für die weiteren Entsorgungsschritte notwendigen Angaben enthält.

In allen Kernkraftwerken werden Rohabfälle im Hinblick auf eine spätere Behandlung in dafür vorgesehenen Räumlichkeiten der kontrollierten Zone aufbewahrt. Die konditionierten Abfallgebinde werden in die werkseigenen Zwischenlager eingelagert. Über die Belegung dieser Zwischenlager wird von den Werken Buch geführt und monatlich rapportiert. Die HSK hat im Berichtsjahr die Zwischenlager von KKB, KKG und KKL inspiziert. Bei diesen Inspektionen wurde Übereinstimmung mit den Anforderungen festgestellt.

5.4 Notfallbereitschaft

Die Notfallbereitschaft umfasst alle organisatorischen und technischen Massnahmen inner-

halb und ausserhalb der Anlage zum Schutz des Personals und der Bevölkerung bei einem Unfall mit Auswirkungen in der Umgebung eines Kernkraftwerkes.

Das oberste Ziel der Betreiber einer Kernanlage und der zuständigen Aufsichtsbehörde ist der sichere Betrieb der Anlage. Es existieren technische und organisatorische Konzepte zur Verhinderung und Begrenzung von Störfällen. Im Rahmen dieser Bemühungen fällt gut ausgebildeten Notfallorganisationen eine wichtige Rolle zu. Sie können durch zeit- und sachgerechtes Entscheiden und Handeln im Rahmen der Notfallbereitschaft Auswirkungen solcher Ereignisse minimieren.

5.4.1 Notfallübungen

Die Erhaltung der Notfallbereitschaft auf hohem Niveau wird durch eine zielgerichtete Schulung der Notfallorgane gewährleistet und mit Notfallübungen überprüft.

Die Anforderungen der HSK an Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken sind in der Richtlinie HSK-R-45 festgelegt. Diese Richtlinie befand sich im Berichtsjahr in Überarbeitung. Die revidierte Ausgabe berücksichtigt die Erkenntnisse aus den bisher durchgeführten Übungen und ist seit dem 1. Januar 2004 in Kraft gesetzt. Es wird in der Regel pro Jahr und Anlage eine Notfallübung mit Behördeinspektion durchgeführt.

Im Berichtsjahr fanden folgende Übungen statt:

– *Kernkraftwerk Beznau (KKB): Gesamtnotfallübung «IRIS».*

Die Übungsannahme ging davon aus, dass Block 1 abgestellt war und sich beim Abfahren in Block 2 eine Explosion im Maschinenhaus ereignete. Die Explosion löste einen Brand und eine Überflutung im Maschinenhaus aus, was zum Ausfall der Nebenkühlwassersysteme führte. Dadurch war die Kühlung verschiedener Hilfssysteme nicht mehr gewährleistet. Weitere Ausfälle und Ereignisse führten zu einer Eskalation des Notfalls in Block 2. Die anfänglich erfolgreichen Gegenmassnahmen wurden durch weitere Schwierigkeiten beeinträchtigt, was schliesslich Kernbeschädigung und eine Gefährdung des Containments verursachte. Zum Schutz des Containments musste schliesslich eine gefilterte Druckentlastung vorgenommen werden.

Die Übung stand unter Leitung des Präsidenten der KomABC. Neben den im Rahmen

der EOR zuständigen Stellen des Bundes nahmen auch die verantwortlichen Ämter der Kantone AG und ZH sowie deutsche Stellen teil. Die Übungsanlage gestattete, alle vorgesehenen Melde-, Entscheidungs- und Umsetzungsprozesse, welche im Rahmen der raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE) vorgesehen sind, abzuarbeiten.

– *Kernkraftwerk Gösgen (KKG): Sicherungswerksnotfallübung «FEUERBALL».*

Die Übung ging von einer Erpressung mit einem sprengstoffbeladenen Fahrzeug aus, welches über einen temporären Baustellenzugang im Bereich Notstromdieselgebäude, Hilfsanlagengebäude und Schaltanlagengebäude platziert worden war. Im Zusammenhang mit der Arealräumung kam es zu einem Unfall mit Brandausbruch, Toten und Verletzten. Zweck der Übung war einerseits das Zusammenspiel zwischen KKG-Notfallleitung und externen Stellen und andererseits zwischen der KKG-Notfallleitung und den internen Notfallequipen.

– *Kernkraftwerk Leibstadt (KKL): Stabsnotfallübung «FAST».*

Das Szenario sah vor, dass ein vollbetanktes Grossraumflugzeug auf das Maschinenhaus und Reaktorgebäude abstürzte. Dadurch entstanden ein massiver Flächenbrand und teilweise grosse Schäden an Gebäuden und Komponenten. Eine durch Trümmerteile hervorgerufene Frischdampfleckage führte zu einer geringen Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung. Die Übung verlief in zwei Phasen: die eigentliche Stabsübung und die daran anschliessende Diskussionsrunde mit Verantwortlichen des Werks und externen Experten auf dem Gebiet der Katastrophenbewältigung von Bund (u.a. Büro für Flugunfalluntersuchungen) und Kantonen (u.a. KAPO AG). Dabei standen die Themenkreise Führung und Organisation, Brandbekämpfung, Sicherung, Alarmierungskonzept, Information und Kommunikation, Sanität sowie Betreuung im Mittelpunkt.

– *Kernkraftwerk Mühleberg (KKM): Werksnotfallübung «EKLAT» mit einleitendem Sicherungsszenario.*

Ausgangslage für die Übung war eine Demonstration vor dem Kraftwerk. Ein bewaffneter Täter verschaffte sich dabei gewaltsam Zutritt ins Maschinenhaus und beschädigte einen der Turbinenöltanks. Es erfolgte die Isolierung der Turbine. Das Eindringen war von der Betriebswache festgestellt worden. Die

eingeschaltete Polizei konnte den flüchtigen Attentäter fassen. In einem Ölwehreinsatz wurde die Ölleckage unter Kontrolle gebracht. Der Einsatz wurde durch einen an zwei Stellen des Maschinenhauses entstandenen Ölbrand beeinträchtigt. Ein Übungsschwerpunkt war, neben der Beherrschung der Notfallsituation im Rahmen der dafür vorgesehenen internen und externen Zusammenarbeit, die Überprüfung der Informationstätigkeit.

– *Zentrales Zwischenlager Würenlingen (ZWL-LAG): Sicherungsstabsnotfallübung «TROJA».*

Das der Übung zugrunde gelegte Szenario ging davon aus, dass sich zwei auf dem ordentlichen Weg angemeldete Besuchergruppen Zugang zu für sie gesperrten Gebäudeteilen verschaffen wollten. Der aufgebotene Notfallstab musste von einer Geiselnahme ausgehen und entsprechende Lösungsansätze mit der Polizei entwickeln.

– *Paul Scherrer Institut (PSI): Sicherungs-Institutsnotfallübung «TERO».*

Als Übungsthema nahm PSI zeitlich gestaffelte Brandanschläge, auf zwei verschiedene Gebäude an, wobei es sich im zweiten Fall um den in der Stilllegungsphase befindenden Diorit handelte. Im Zusammenspiel aller in der Notfallorganisation vorhandenen Kräfte musste die anspruchsvolle Notfallsituation gemeistert werden. Neben der Überprüfung der Einsatzbereitschaft der PSI-Gesamtnotfallorganisation sollte auch für die Zusammenarbeit mit der Kantonspolizei AG eine Übungsgelegenheit geboten werden.

Die HSK stellte fest, dass die Anlagen im Berichtsjahr einen hohen Stand der Notfallbereitschaft aufrechterhalten haben. Verbesserungsmöglichkeiten aus den Notfallübungen wurden erkannt, bewertet und umgesetzt. So wurde z.B. aus der Gesamtnotfallübung IRIS des KKW Beznau die Erkenntnis gewonnen, dass die Kriterien zur Auslösung einer «Warnung» und «Alarmierung» klarer geregelt werden müssen.

5.4.2 Notfallbereitschaft in der Umgebung

Der Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen ist eingebunden in den «Bevölkerungsschutz Schweiz». Mit der Annahme der neuen Gesetzgebung auf dem Gebiet des Bevölkerungsschutzes in der Volksabstimmung wurden 2003 die Weichen für einen zeitgemässen Schutz der Bevölkerung bei Katastrophen und Notlagen gestellt.

Im Hinblick auf den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen wurden folgende Verordnungen unter Beteiligung der HSK neu herausgegeben:

1. Iodtablettenverordnung.

Die Iodtablettenverordnung vom 26. Februar 2003 legt fest, dass in den Zonen 1 und neu auch in der Zone 2 (bis zu einer Distanz von 20 km um die KKW) Iodtabletten vorsorglich in genügenden Mengen an Haushalte, Betriebe, Schulen, Verwaltungen und weitere öffentliche und private Einrichtungen abgegeben werden. Dies ermöglicht, dass bei einem Alarm die Iodtabletten für die gesamte Bevölkerung der Zonen 1 und 2 direkt verfügbar sind.

2. Alarmierungsverordnung

Mit der ab 1. Januar 2004 gültigen Alarmierungsverordnung wird die Zuständigkeit für die Auslösung der Sirenenalarmlänge in der Zone 1 geändert. Gemäss Notfallschutzverordnung waren bisher die KKW für das Auslösen der Sirenen verantwortlich. Neu ist dies Aufgabe der Kantone. Diese Entflechtung wird eine Vereinfachung in der Zusammenarbeit zwischen den KKW und den Bundesstellen in einem Unfall bringen, indem der Betreiber nur noch für die Feststellung der Erfüllung der Alarmierungskriterien und der Meldung an die Behörden zuständig ist. Die Auslösung der Alarmierung wird in die Verantwortung der Kantone gelegt, wobei aus technischen Gründen diese Änderung erst ab 1. Januar 2006 in Kraft treten wird. Ab dem 1. Januar 2004 ist das Sirenenzeichen «Strahlenalarm KKW» aufgehoben. Die damit verbundenen organisatorischen Anpassungsarbeiten seitens der Kantone und Werke wurden im Berichtsjahr eingeleitet.

Die HSK hat bei beiden Verordnungen mitgearbeitet.

Daneben hat die HSK die Kantone in der Ausbildung auf dem Gebiet des Notfallschutzes KKW unterstützt.

Im Jahre 2003 wurden auf dem Gebiet des Notfallschutzes insgesamt 23 externe Ausbildungskurse durchgeführt, resp. es wurde an Ausbildungsveranstaltungen mitgearbeitet. Die Kurse teilten sich u.a. in 9 Kurse auf Bundes- und 12 auf Kantons- und Gemeindeebene auf. Ausbildungsschwerpunkt war der Notfallschutz bei erhöhter Radioaktivität in der Umgebung der Kernkraftwerke in der Schweiz. Zusätzliche Themen wie Grundlagen des Strahlenschutzes, Funktionsweise von Kernkraftwerken sowie

Unfallszenarien ergänzten dem Teilnehmerkreis entsprechend den Ausbildungsstoff.

5.5 Inspektionen im Jahre 2003

Inspektionen sind ein zentrales Instrument bei der Aufsicht über die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz der Kernanlagen mit dem Ziel, sich ein unabhängiges Urteil zum Anlagezustand und zum Betrieb bilden zu können. Damit erhält die HSK einerseits Einblick, ob die Betreiber ihre Anlage in Übereinstimmung mit den gesetzlichen und behördlichen Anforderungen betreiben (Konformitätsüberprüfung). Andererseits sollen Inspektionen auch dazu dienen, vorausschauend potenzielle Schwachstellen bei der nuklearen Sicherheit und dem Strahlenschutz zu erkennen, um frühzeitig Gegenmassnahmen einleiten zu können (Sicherheitsvorsorge-Überprüfung).

Im Jahre 2003 führte die HSK folgende Inspektionen im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit in den Kernkraftwerken durch:

| Anlage | KKB | KKM | KKG | KKL | Insgesamt |
|--------|-----|-----|-----|-----|-----------|
| Total | 76 | 58 | 56 | 80 | 270 |

Diese Inspektionen fanden sowohl während des Betriebs als auch während des Revisionsstillstands statt.

Nicht enthalten in der aufgeführten Tabelle sind die Überwachungen des SVTI, der im Auftrag der HSK Kontrollen der wiederkehrenden Prüfprogramme der Kernkraftwerke bei druckführenden, sicherheitsklassierten Komponenten durchführt. Der SVTI führte im Jahre 2003 rund 150 bis 200 solcher Überwachungen in jedem Kernkraftwerk durch.

Die meisten der behördlichen Inspektionen wurden vorgängig dem Betreiber angekündigt, um die zu inspizierenden Vorgänge terminlich abzustimmen bzw. um sicherzustellen, dass das Kraftwerkspersonal zur Auskunft auf die Fragen der Inspektoren anwesend ist. Einige Inspektionen fanden jedoch unangekündigt statt, z.B. zur Überprüfung des generellen Anlagenzustands und der Betriebsdokumente.

Im Ergebnis zeigten die HSK-Inspektionen insgesamt ein positives Bild. Es wurden einige geringfügige Mängel ausgewiesen, z.B. Unvollständigkeiten bei der Umsetzung der HSK-Richtlinien; oder es wurden auch zusätzliche Abklärungen gefordert, z.B. bei der Implementierung von Anlageänderungen. In einigen wenigen Fäl-



**Inspektion der
Aerosol-Monitore
im KKW Mühle-
berg bei deren
Inbetriebsetzung.**

Foto: KKM

len erfüllten die Beobachtungen und Prüfungen der HSK während der Inspektionen nicht die behördlichen Erwartungen, z.B. bei der Umsetzung von Brandschutzmassnahmen oder bei der Bilanzierung von radioaktiven Abgaben. Keine der genannten Beanstandungen stellte aber Defizite dar, die den sicheren Betrieb der Anlagen in Frage stellen. Im Bereich «Mensch und Organisation» wurden keine Sicherheitsdefizite festgestellt.

5.6 Zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz

Mit den Terroranschlägen vom 11. September 2001 auf das New Yorker World Trade Center (WTC) und das Pentagon in Washington hat der Terrorismus weltweit eine neue Dimension erreicht: Erstmals in der Geschichte wurden vollbetankte Passagiermaschinen als Angriffswaffen gegen Menschen und zivile Bauobjekte

eingesetzt. Die dabei entwickelte gewaltige Zerstörungskraft führte in der Folge zum Einsturz beider WTC-Türme sowie zum Einsturz einer Seite des Pentagongebäudes. Den Attentaten fielen über 3000 Menschen zum Opfer. Dieses neuartige Bedrohungsszenario warf innerhalb weniger Tage weltweit die Frage nach den Konsequenzen eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes auf ein Kernkraftwerk auf. Die Frage war, ob ein derartiger Angriff zu einer nuklearen Katastrophe führen könnte. Der Bundesrat hat im Herbst 2001 zu dieser Frage ein entsprechendes Postulat entgegengenommen.

Um das tatsächliche Mass der Gefährdung durch das neue Szenario präziser und vollständiger bewerten zu können, verlangte die HSK Ende September 2001 von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke eine Untersuchung zum Schutz ihrer Anlagen gegen einen vorsätzlichen Flugzeugabsturz. Die von den Betreibern eingereichten, aus verständlichen Gründen vertraulichen Berichte wurden von der HSK beurteilt. Die HSK hat ihre Beurteilung in einem öffentlichen Bericht festgehalten, der am 3. April 2003 anlässlich einer Medienkonferenz vorgestellt wurde. Dieser Bericht ist auch auf der Internetseite der HSK unter <http://www.hsk.ch> einsehbar.

Die wichtigsten Ergebnisse können wie folgt zusammengefasst werden:

Die Konsequenzen eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes werden massgeblich bestimmt durch die flugzeug- und flugspezifischen Randbedingungen. So haben Flugzeugtyp, Triebwerk, Aufprallwinkel und topografische Gegebenheiten in der unmittelbaren Umgebung eines Kernkraftwerks entscheidenden Einfluss auf die Konsequenzen. Abklärungen haben ergeben, dass ein Angriff auf ein Kernkraftwerk mit einem zivilen Verkehrsflugzeug nur mit einem relativ flachen Anflugwinkel und mit begrenzten Geschwindigkeiten überhaupt möglich ist. Dies wurde aus Flugsimulatorübungen und durch Befragung erfahrener Piloten abgeleitet. Über die Wahrscheinlichkeit, dass ein terroristischer Flugzeugangriff auf ein Schweizer Kernkraftwerk erfolgt, werden hingegen keine Aussagen gemacht – ein solcher wird bei den Untersuchungen als gegeben vorausgesetzt.

Für die Berechnung der Konsequenzen eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes spielen im Weiteren die anlagenspezifischen baulichen und systemtechnischen Anordnungen eine entscheidende Rolle.

Bei der Auslegung von Kernkraftwerken wird ein umfassendes, systematisches Sicherheitskonzept umgesetzt, das auch bei einem Flugzeugabsturz greift. Dies umfasst u.a. das *Konzept der gestaffelten unabhängigen Barrieren*. Im Falle des Flugzeugabsturzes spielt das Reaktorgebäude als *äussere Barriere* die zentrale Rolle beim Widerstand gegen das Eindringen von Flugzeugteilen, insbesondere des Triebwerks, des Rumpfes und des Treibstoffs. Als zweite wichtige *innere Barriere* wirken aber auch die Etagenaufteilung und die zahlreichen vertikalen und horizontalen Raumaufteilungen und Strahlenschutzwände aus Beton im Inneren des Reaktorgebäudes. Diese massiven Gebäudestrukturen weisen typische Wandstärken zwischen 1 bis 2 m auf und wirken aussteifend auf die Aussenkonstruktion. Beide Barrieren schützen somit mit insgesamt mehreren Metern Beton den Reaktorkern, d.h. den Reaktordruckbehälter, das Reaktorkühlsystem und den grössten Teil der Sicherheitssysteme.

Das *Konzept der räumlichen Trennung* schützt die Anlage gegen externe Ereignisse, indem redundante Sicherheitssysteme auf verschiedene Gebäude oder in einigem Abstand voneinander platzierte Räume aufgeteilt werden.

Kernkraftwerke haben mehrere *redundante und diversitäre* – d.h. mehrfach vorhandene und auf verschiedenen Techniken beruhende – *Sicherheitseinrichtungen*. Die schweizerischen Kernkraftwerke verfügen zudem mit ihren gebunkerten und autarken Notstandssystemen zusätzlich über eine räumlich separat angeordnete, flugzeugabsturzgesicherte und gegen Einwirkungen Dritter geschützte Redundanz zu den Abschalt- und Nachkühlsystemen im Reaktorgebäude.

Auf Grund der detaillierten Analysen, die all die vorgängig erwähnten Aspekte detailliert berücksichtigt haben, können für die schweizerischen Kernkraftwerke folgende Aussagen gemacht werden:

- Bei einem vorsätzlichen Absturz eines zivilen Passagierflugzeugs auf ein schweizerisches Kernkraftwerk ist mit schweren Personen- und Sachschäden in der Anlage zu rechnen.
- Der Aufprall muss mit einer erhöhten bis hohen Geschwindigkeit erfolgen, damit ein Durchbrechen des Reaktorgebäudes möglich ist. Bei solchen Geschwindigkeiten wird es schwierig, das Reaktorgebäude genau zu treffen. Dies gilt insbesondere für die Anlage Mühleberg, die in einem Tal eingebettet ist

und durch umliegende Hügel für ein Zivilflugzeug mit hohen Geschwindigkeiten kaum zielgenau zu treffen ist.

- Die Kernkraftwerke Gösigen und Leibstadt sind gegen einen Aufprall bei allen untersuchten Geschwindigkeiten so gut geschützt, dass ein Durchbrechen der Reaktorgebäude nicht möglich ist. Für diese Anlagen ist deshalb die Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung im Falle eines Flugzeugabsturzes sehr niedrig und liegt im Promillebereich.
- Für Beznau zeigte der Betreiber, dass die Anlage einen wirksamen Schutz gegen ein Durchbrechen des Reaktorgebäudes bei mittleren und erhöhten Geschwindigkeiten aufweist. Für Mühleberg konnte ein hoher Schutzgrad des Reaktorgebäudes gegen ein Durchbrechen bei mittleren Geschwindigkeiten ausgewiesen werden. Dank der inneren, massiven Strukturen ist auch bei einer starken Beschädigung des äusseren Gebäudes ein hoher Schutzgrad gegen ein Versagen der für die Kernkühlung relevanten Systeme vorhanden.
- Die Analysen der Betreiber der Anlagen Beznau und Mühleberg zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz niedrig, im Prozentbereich, ist.

Untersuchungen zu den Risiken eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes sind auch in anderen Ländern (u.a. Belgien, den USA, Schweden) durchgeführt worden. Die Ergebnisse decken sich durchaus mit den Resultaten der Schweizer Untersuchungen. Die in Deutschland von der GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) durchgeführte Studie ist vertraulich und liegt der HSK nicht vor. Auf Grund der von der deutschen Umweltschutzorganisation BUND veröffentlichten vertraulichen Notiz des BMU (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit) kann aber festgestellt werden, dass die analytischen Methoden und Modelle der deutschen und der Schweizer Studie durchaus vergleichbar sind und in vielen Aspekten sogar übereinstimmen. Beide Studien beruhen auf einem vergleichbaren, konservativen Grundansatz. Dieser wird in der Schweizer Studie für die schweizerischen Kernkraftwerke verfeinert und führt zu einer quantitativen Aussage über den effektiven Schutzgrad gegen einen Flugzeugabsturz. In der Schweizer Studie wird zudem eine Aussage zur Wahrscheinlichkeit einer grösseren Freisetzung

radioaktiver Stoffe bei einem unterstellten, vorläufigen Flugzeugabsturz gemacht, d.h. die Schweizer Studie weist das bedingte Risiko bei einem Absturz aus. Eine derartige Aussage fehlt in der deutschen Studie.

5.7 Zur Lebensdauer der schweizerischen Kernkraftwerke

Die Betriebsbewilligungen der Kernkraftwerke Gösgen, Leibstadt und Beznau 1 sind seit ihrer Inbetriebnahme unbefristet, die von Beznau 2 und Mühleberg sind zurzeit befristet. Das neue Kernenergiegesetz (KEG), das vom Parlament im März 2003 verabschiedet wurde und Anfang 2005 in Kraft gesetzt wird, sieht keine Befristung der Betriebsdauer vor. Kernkraftwerke können somit so lange betrieben werden, als ihre Sicherheit gewährleistet ist. Es gibt keine vorherbestimmte Lebensdauer. Die geforderte Sicherheit richtet sich einerseits nach den ursprünglichen Auslegungsanforderungen. Bestimmte Komponenten wurden, wie unten näher ausgeführt, für eine bestimmte Betriebsdauer von 40 Betriebsjahren ausgelegt. Andererseits sind *im Sinne einer Vorsorge alle Vorkehrungen zu treffen, die nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig sind* (Artikel 5 KEG). Eine Kernanlage muss also ständig den neuen Erkenntnissen entsprechend nachgerüstet werden. Dies verlangt explizit Artikel 22 Absatz 2 Buchstabe g des neuen KEG. Dort heisst es: *Anlagen sind so weit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist.* Nachrüstungen, Verbesserungen und Austausch von Komponenten zur Verbesserung der Sicherheit wurden in den schweizerischen Kernanlagen schon immer ein hohes Gewicht beigemessen.

Der Sicherheitsstatus eines Kernkraftwerks unterliegt kontinuierlich der Beurteilung durch die Aufsichtsbehörde und wird in Abständen von zehn Jahren periodisch einer umfassenden systematischen Überprüfung unterworfen. Es stellt sich die Frage, wodurch – vom Standpunkt der Sicherheit aus gesehen – die Betriebsdauer eines Kernkraftwerks begrenzt wird. Setzt man voraus, dass eine Anlage schonend betrieben und gut instandgehalten wird, dass ihr Alterungszustand wirksam überwacht wird, Strukturen, Systeme und Komponenten

wenn nötig ersetzt werden und dass keine lebensdauerbegrenzenden Störfälle auftreten, dann läuft die Frage darauf hinaus, welche Strukturen, Systeme und Komponenten nicht ersetzt werden können. In der Fachwelt besteht übereinstimmend die Ansicht, dass nur der Reaktordruckbehälter und das Primärcontainment nicht mit vertretbaren Mitteln ersetzt werden können.

Für den Reaktordruckbehälter sind die *Versprödung durch Neutronenbestrahlung und die Werkstoffermüdung* die unvermeidlichen und lebensdauerbegrenzenden Alterungsfaktoren. Von vorrangiger Bedeutung ist die Versprödung.

Die *Neutronenbestrahlung* erzeugt in der RDB-Wand der Reaktorkernzone Metallgitterdefekte, die den Werkstoff spröder machen. Dies bedeutet, dass mit zunehmender Betriebszeit der Sicherheitsabstand gegenüber einem Sprödbbruch verringert wird. Der normale Leistungsbetrieb wird dadurch praktisch nicht tangiert, doch ist beim An- und Abfahren der Anlage, bei Druckproben und im Hinblick auf Störfälle eine genügende Sprödbrechtsicherheit zu gewährleisten. Der Grad der Versprödung wird durch ein Programm, das die Bestrahlung von Proben im RDB und ihre Auswertung durch Laboruntersuchungen beinhaltet, überwacht. Auf dieser Basis wird die Sicherheit des RDB gegen Sprödbbruch nachgewiesen. Die vorliegenden Ergebnisse der Bestrahlungsprobenprogramme zeigen, dass die Reaktordruckbehälter aller schweizerischen Kernkraftwerke die Anforderungen erfüllen, die nach internationalen Massstäben an die Sprödbrechtsicherheit gestellt werden. Die Ergebnisse lassen darüber hinaus Extrapolationen über die ursprüngliche Auslegungsbetriebsdauer von 40 Jahren zu. Diese zeigen, dass die Sprödbrechtsicherheit nach dem heutigen Stand der Kenntnis auch über die ursprünglich angenommene Auslegungsbetriebszeit von 40 Jahren hinaus gewährleistet sein wird.

Werkstoffermüdung entsteht durch Wechselbeanspruchung, wie z.B. durch An- und Abfahren oder Reaktorschnellabschaltungen. Der RDB und die anderen Komponenten der Sicherheitsklasse 1 wurden in Bezug auf Ermüdung ebenfalls für eine Betriebsdauer von 40 Jahren ausgelegt. Hierzu wurde eine bestimmte Anzahl verschiedener Wechselbeanspruchungen, so genannter Auslegungstransienten, zugrunde gelegt. Gemäss Auslegung muss die Ermüdungsausnutzung immer kleiner als 100% sein. 100% Ermüdungsausnutzung bedeutet aber



noch nicht notwendig Versagen des realen Bauteils oder die Initiierung von Ermüdungsrissen. Gegenüber dem in experimentellen Untersuchungen ermittelten ermüdungsbedingten Versagenswert besteht ein Sicherheitsfaktor von 20, der den möglichen Unsicherheiten der Übertragung der Laborversuchsergebnisse auf die Anlagenpraxis in konservativer Weise Rechnung trägt. Solange die Auslegungsrechnungen zeigen, dass die Ermüdungsausnutzung unterhalb 100% liegt, kann ein Ermüdungsversagen einer Komponente somit mit Sicherheit ausgeschlossen werden, vorausgesetzt, alle für die Ermüdung relevanten Phänomene sind korrekt berücksichtigt.

Die Betriebserfahrung hat gezeigt, dass die tatsächlichen Transienten im Allgemeinen seltener und weniger belastend sind als bei der Auslegung angenommen. Dementsprechend sind die tatsächlich bisher angefallenen Ermüdungsausnutzungen meist geringer als erwartet. Ferner würden Ermüdungsrechnungen, mit

genaueren Rechenmethoden als bei der Auslegung praktiziert, die Ermüdungsausnutzung in vielen Fällen weiter reduzieren.

Es gibt aber auch Fälle, wo Degradationsmechanismen bei der Auslegung nicht vorhergesehen wurden, wie z.B. lokale häufige thermische Zyklen. Ein Beispiel sind die RDB-Speisewasserstutzen im Kernkraftwerk Mühleberg. Eine Undichtheit zwischen Stutzeninnenwand und eingebautem Wärmeschutzrohr, das die Stutzenwand eigentlich thermisch schützen soll, führte zu hochzyklischer thermischer Beanspruchung und zu einer nicht auslegungsgemässen Ermüdungsausnutzung von 90%. Die Stutzen wurden inzwischen saniert und die hochzyklische Ermüdung beseitigt. Die bisherigen wiederkehrenden Ultraschallprüfungen der Speisewasserstutzen, zuletzt in der Revision 2003, haben keine Rissanzeigen ergeben.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Ermüdungsausnutzung der Reaktordruckbehälter, sofern es sich um ihre nicht

Arbeiten an der Niederdruck-turbine.

Foto: KKB

austauschbaren Teile handelt, im Allgemeinen weit hinter derjenigen der Auslegung zurückgeblieben ist. Die wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen haben keine unzulässigen Befunde ergeben. Es gibt aus heutiger Sicht deshalb keine Hinweise, dass Ermüdung ein Hindernis sein wird, die Reaktordruckbehälter auch über 40 Betriebsjahre hinaus zu betreiben. Die wiederkehrenden Prüfungen und die internationale Erfahrung haben auch keine Hinweise auf andere aktive Degradationsmechanismen an nicht ersetzbaren Teilen des RDB ergeben.

Neben dem Reaktordruckbehälter wird das Primärcontainment als nicht ersetzbar betrachtet. Hier könnte Korrosion als Schadensmechanismus eine lebenszeitbegrenzende Rolle spielen. Am Containment des Kernkraftwerks Mühleberg muss wegen Leckagen des Reaktorbeckens Korrosion als aktiver Degradationsmechanismus angesehen werden. Die durchgeführten Prüfungen und Kontrollen haben aber bisher keine Hinweise auf signifikante Schäden ergeben. Zur langfristigen Sicherung der Strukturintegrität des Primärcontainments sind aber gezielte Massnahmen notwendig. Auch das Primärcontainment von Block 1 des Kernkraftwerks Beznau ist Korrosionsangriffen ausgesetzt. Kurzfristig stellen diese kein Sicherheitsproblem dar. Ihre längerfristige Bedeutung ist in Abklärung. Von den Primärcontainments der anderen Werke sind keine aktiven Degradationsmechanismen bekannt.

Ein wirkungsvolles Alterungsmanagement vorausgesetzt, ist aus heutiger Sicht der Betrieb der schweizerischen Kernkraftwerke aus sicherheitstechnischen Überlegungen auch für mehr als 40 Betriebsjahre möglich.

Der Weiterbetrieb von Kernkraftwerken über 40 Jahre hinaus bedarf aber eines umfassenden formalen Sicherheitsnachweises. Dazu sind alle sicherheitsbezogenen Nachweise, die ursprünglich für eine Betriebsdauer von 40 Jahren geführt wurden, für die vorgesehene Betriebsdauerverlängerung neu zu erbringen. Selbstverständlich sind dabei die Erfahrung und der Stand von Wissenschaft und Technik zu beachten.

In den USA sind solche Nachweise heute bereits für 23 Kernkraftwerke geführt und eine Betriebsdauer bis 60 Jahre von der amerikanischen Sicherheitsbehörde NRC bewilligt worden. Für 18 weitere Anlagen wird das Verfahren 2004/05 abgeschlossen. Rund 20 weitere Anlagen werden entsprechende Anträge noch dieses oder in den nächsten Jahren einreichen. Es ist somit absehbar, dass in den USA ein Grossteil der heute in Betrieb stehenden Anlagen eine 60-jährige Betriebsdauer anstreben, darunter auch die Anlagen R.E. Ginna und Point Beach, die vergleichbar mit der Anlage Beznau sind, sowie die Anlagen Hatch und Monticello, die mit Mühleberg vergleichbar sind.

6. ZENTRALES ZWISCHENLAGER WÜRENLINGEN

Das Zentrale Zwischenlager (ZZL) der Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG) umfasst mehrere Zwischenlagergebäude, eine Konditionierungsanlage sowie eine Verbrennungs- und Schmelzanlage. Der Stand der Inbetriebnahme bzw. des Betriebs dieser Anlagenteile, der Strahlenschutz sowie personelle und organisatorische Aspekte werden nachfolgend dargelegt und bewertet. Zusätzlich wird auch die Rückführung von Wiederaufarbeitungsabfällen und die Beschaffung von Transport- und Lagerbehältern beleuchtet.

6.1 Zwischenlagergebäude

Die Zwischenlagergebäude des ZZL dienen der Lagerung von abgebrannten Brennelementen und von radioaktiven Abfällen aller Kategorien

über mehrere Jahrzehnte. Sie umfassen die Behälterlagerhalle für abgebrannte Brennelemente und verglaste hochaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (Glaskokillen), das Lagergebäude für mittelaktive Abfälle und die sich derzeit noch im Bau befindende Lagerhalle für schwach- und mittelaktive Abfälle. Zum Zwischenlagerteil gehören auch das Empfangsgebäude und die Heisse Zelle. Der Einlage- und Abgabebetrieb wurde 2001 aufgenommen.

Ende 2002 standen 10 Transport- und Lagerbehälter (TL-Behälter) in der Behälterlagerhalle. Im Jahr 2003 wurden weitere 2 TL-Behälter eingelagert. Der Lagerbestand per Ende 2003 betrug somit 12 Behälter: 4 Behälter des Typs CASTOR HAW 20/28 CG mit je 28 Glaskokillen aus der Wiederaufarbeitung von KKB- und KKG-Brennelementen bei COGÉMA, 4 Behälter des Typs TN97L mit je 97 abgebrannten Brenn-

In der Behälterlagerhalle des ZWILAG wird ein Absturz-Deckel auf einen TL-Behälter aufgesetzt.

Foto: ZWILAG





In der Heissen Zelle werden Brennelemente ferngesteuert in einen TL-Behälter umgeladen.

Foto: ZWILAG

elementen aus dem Betrieb des KKL sowie 4 Behälter des Typs TN24G mit je 37 Brennelementen aus dem Betrieb des KKG. Die HSK hat die entsprechenden Einlagerungsanträge zwecks Freigabe geprüft und während der Einlagerungsarbeiten mehrere Inspektionen durchgeführt. Dabei stellte die HSK fest, dass die Arbeiten zweckmässig ausgeführt wurden.

Das KKM liefert abgebrannte Brennelemente in Transportbehältern, welche eine Kapazität von 7 Brennelementen haben. Im ZZL werden die Brennelemente in der Heissen Zelle in den Lagerbehälter des Typs TN24BH umgeladen. Dieser Lagerbehälter, der eine Kapazität von 69 Brennelementen hat, ist auch als Transportbehälter zugelassen, sodass eine Umladung bei der späteren Auslagerung entfällt. Im Jahre 2003 fand eine erste Transport- und Umladekampagne statt (9 Transporte mit je 7, zehnter und letzter Transport mit 6 Brennelementen). Die Brennelemente konnten problemlos in den Lagerbehälter umgeladen werden. Dieser Be-

hälter wurde im Januar 2004 verschlossen und nach bestandenen Dichtheitsprüfungen in die Behälterlagerhalle eingestellt.

Das ZZL wurde bereits zu Beginn so konzipiert, dass in der Behälterlagerhalle neben Transport- und Lagerbehältern mit abgebrannten Brennelementen und Glaskokillen auch die sechs Grossbehälter zwischengelagert werden können, welche Stilllegungsabfälle aus dem ehemaligen Versuchsatomkraftwerk Lucens (VAKL) enthalten und seit der Stilllegung auf dessen Gelände aufbewahrt wurden. Im September 2003 wurden diese bis zu 95 Tonnen schweren Behälter von Lucens zum ZZL transportiert (siehe Kap. 9.5) und dort in die Behälterlagerhalle verbracht. Die Aktion verlief planmässig und unter Einhaltung der HSK-Vorgaben.

In das Lager für mittelaktive Abfälle fand im Berichtsjahr keine Einlagerung statt. Der Bestand an Abfällen in diesem Lager ist somit unverändert bei 134 Gebinden geblieben.

Die Bauarbeiten für die Lagerhalle für schwach- und mittelaktive Abfälle wurden fortgesetzt. Die ZWILAG will dieses Gebäude zunächst während mehrerer Jahre als konventionelles Lager für nichtradioaktive Ausrüstungen und Materialien nutzen. Der Ausbau wird deshalb auf die für diese Nutzung erforderlichen Einrichtungen beschränkt. Die HSK beaufsichtigt im Rahmen des Freigabeverfahrens den Bau und die Montage jener Einrichtungen, die für die spätere Nutzung als Lager für radioaktive Abfälle benötigt werden. Im Jahre 2003 wurde dieses Lager so weit fertiggestellt, dass es von ZWILAG genutzt werden kann. Seit Herbst 2003 werden dort ca. 3000 leere, vom PSI nicht mehr gebrauchte und im Rahmen einer Vereinbarung von der ZWILAG übernommene Fässer aufbewahrt. Diese Fässer werden in den nächsten Jahren mit radioaktiven Abfällen gefüllt und für die Beschickung der Verbrennungs- und Schmelzanlage benützt.

6.2 Konditionierungsanlage

Der Bau der Konditionierungsanlage des ZZL wurde vom Bundesrat am 21. August 1996 und deren Betrieb am 6. März 2000 bewilligt. Die Konditionierungsanlage dient der Behandlung von schwachaktiven Abfällen aus dem Betrieb und aus der späteren Stilllegung der schweizerischen Kernkraftwerke sowie bei Bedarf von nicht α -haltigen radioaktiven Abfällen aus Medizin, Industrie und Forschung. Bereits im Jahr

2000 hatte die ZWILAG die Montage der Systeme und der Instrumentierung bis auf wenige Ausnahmen abgeschlossen und die Vorbereitungen zur Betriebsaufnahme in die Wege geleitet. Die HSK hatte diese Aktivitäten der ZWILAG mittels Prüfung der eingereichten Dokumentation und Inspektionen vor Ort verfolgt und kontrolliert; sie waren in Übereinstimmung mit den Anforderungen.

Im Jahre 2002 hatte die ZWILAG beschlossen, auf den Betrieb einzelner Einrichtungen der Konditionierungsanlage, insbesondere jener zur Zementierung von Abfällen, vorerst zu verzichten, weil die in den nächsten Jahren zu erwartenden Abfälle mit der Verbrennungs- und Schmelzanlage behandelt werden können. Sie hat deshalb im Juli 2002 einen Antrag auf lediglich eine Teilfreigabe der Konditionierungsanlage eingereicht. Die HSK hat die notwendigen Prüfungen und Inspektionen im Hinblick auf die beantragte Teilfreigabe vorgenommen und diese im Februar 2003 erteilt. Danach wurden Betriebsabfälle der Schweizer KKW zum ZZL transportiert und in das Hochregallager der Konditionierungsanlage eingelagert. Diese Abfälle werden nach Freigabe eines ersten aktiven Testbetriebs der Verbrennungs- und Schmelzanlage in deren Hochregallager transferiert und anschliessend verbrannt bzw. geschmolzen und somit konditioniert.

Im Laufe des Jahres 2003 hat die ZWILAG die weiteren, noch nicht freigegebenen Einrichtungen der Konditionierungsanlage einzeln inaktiv in Betrieb genommen. Die HSK hat zahlreiche Inspektionen durchgeführt; die festgestellten Mängel wurden behoben. Nach Abschluss der Inbetriebnahmearbeiten hat die ZWILAG im November 2003 die Betriebsfreigabe für die gesamte Konditionierungsanlage beantragt. Gestützt auf die eingereichten Unterlagen und die Ergebnisse ihrer Inspektionen erteilte die HSK die Betriebsfreigabe im Dezember 2003.

6.3 Verbrennungs- und Schmelzanlage

Der Bau der Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZZL wurde vom Bundesrat am 21. August 1996 und deren Betrieb am 6. März 2000 bewilligt. Die Anlage wurde auf das Verbrennen und Schmelzen von schwachaktiven Abfällen aus dem Betrieb der schweizerischen Kernkraftwerke sowie aus Medizin, Industrie und

Forschung ausgelegt, um so eine volumenreduzierte zwischen- bzw. endlagerfähige Abfallform ohne organische Stoffanteile zu erreichen. Die HSK hat den Bau und die Montage der sicherheits- und strahlenschutztechnisch relevanten Anlagenteile beaufsichtigt.

Inaktive Testbetriebe in den Jahren 2000 bis 2002 ergaben verschiedene Mängel an der Anlage, zu deren Behebung die ZWILAG die entsprechenden technischen Anpassungen vorgenommen hat. Im Rahmen eines erneuten inaktiven Testbetriebs im April und Mai 2003 traten Schwierigkeiten mit dem Zentrifugenlager auf. Eine unmittelbare Nachbearbeitung des Lagers brachte nur bedingt eine Verbesserung, sodass der Testbetrieb Ende Mai von der ZWILAG abgebrochen wurde. Nach Einbau eines neu konzipierten Lagers hat die ZWILAG im Dezember 2003 einen weiteren inaktiven Testbetrieb gestartet. Auch dieser musste vorzeitig abgebrochen werden, um Abklärungen zu neu aufgetretenen Komplikationen durchzuführen. Während dieser Testkampagne funktionierte das neu eingebaute Zentrifugenlager hingegen bestimmungsgemäss.

Wie in den Vorjahren hat die HSK die Testbetriebe im Hinblick auf die Inbetriebnahme der Verbrennungs- und Schmelzanlage beaufsichtigt. Die meisten der im Jahr 2002 festgestellten Anlagenmängel konnten dabei zur Zufriedenheit der HSK behoben werden. Als Voraussetzung für den ersten aktiven Testbetrieb verlangt die HSK die Abarbeitung aller noch offenen Pendenzen sowie einen störungsarmen inaktiven Dauerbetrieb der Anlage von etwa drei Wochen.

Zur Spezifizierung der durch die Anlage produzierten Abfallgebundetyten und deren Kompatibilität mit der Richtlinie HSK-R-14 hat die ZWILAG im Mai 2003 ein neu entwickeltes Probenentnahmeverfahren getestet. Die Bestimmung physikalischer und chemischer Parameter an repräsentativen Proben aus der Anlage dient der Prüfung und Freigabe der produzierten Abfallbinde sowie der für den Aktivbetrieb verlangten kontinuierlichen Qualitätskontrolle.

6.4 Strahlenschutz

Im Jahr 2003 wurden im ZZL eine Kollektivdosis von 2,7 Pers.-mSv (2002: 6,2 Pers.-mSv) akkumuliert. Das Prinzip der Optimierung wurde konsequent umgesetzt. Kontaminationen von Personen traten nicht auf.

Die Strahlenschutzfachleute arbeiten bei der Einlagerung von Transport- und Lagerbehältern in die Behälterlagerhalle sehr routiniert. Für die sorgfältige Vorbereitung und Durchführung der Eingangskontrollen eines Transport- und Lagerbehälters sprach die HSK eine Anerkennung aus. Der Zustand dieses Lagers und des ebenfalls in Betrieb stehenden Lagergebäudes für mittelaktive Abfälle sowie des zugehörigen Empfangsgebäudes und der Heissen Zelle ist im Hinblick auf den Strahlenschutz gut. Die Strahlenschutzfachleute bewältigten beim Betrieb der Heissen Zelle problemlos ihre Überwachungs- und Kontrollaufgaben. Dort wurden insgesamt 69 Brennelemente aus dem KKM in einen grösseren Transport- und Lagerbehälter umgeladen.

Die Konditionierungsanlage wurde mit Ausnahme der Benutzung des Hochregallagers noch nicht aktiv betrieben. Bei der Verbrennungs- und Schmelzanlage wurden einzelne Tätigkeiten, die für den späteren aktiven Betrieb wichtig sind, unter Strahlenschutzbedingungen trainiert.

Der operationelle Strahlenschutz ist gerätetechnisch sehr gut ausgestattet. ZWILAG verfügt über Ressourcen, die an die wechselnden Aufgabenstellungen angepasst werden können. Die personellen Ressourcen im Bereich Strahlenschutz sind knapp. Die HSK beurteilt die Erfüllung der prioritären Strahlenschutzaufgaben im ZWILAG als gut.

6.5 Personal und Organisation

In verschiedenen Gesprächen mit der ZWILAG konnte die HSK feststellen, dass in der jetzigen Phase der Aufnahme des Betriebs gleichzeitig mit der Fertigstellung wichtiger Systeme das Personal der ZWILAG sehr stark gefordert ist. Sie hat den Eindruck gewonnen, dass die personellen Ressourcen trotz der erfolgten Aufstockung für diese anspruchsvolle Phase des Betriebs und der parallelen Inbetriebsetzung von Systemen knapp sind. Die HSK wird diesem Thema weiterhin besondere Aufmerksamkeit widmen.

Ende des Berichtsjahres wurde das Qualitätsmanagementsystem der ZWILAG von Auditoren der Swiss TS auditiert. Die Auditoren stellten dem Management der ZWILAG ein gutes Zeugnis bezüglich des hohen Engagements zur Verwirklichung des Managementsystems aus. Sie konnten auch feststellen, dass das System,

trotz seiner erst kürzlich erfolgten definitiven Einführung, bei der täglichen Arbeit angewandt wird. Auf Grund des guten Resultates stellte die SQS der ZWILAG das Zertifikat über die Erfüllung der Qualitätsnorm ISO-9001:2000 aus.

Die HSK hatte die Einführung dieses Qualitätsmanagementsystems von Anfang an begleitet. Sie konnte feststellen, dass sich das Verständnis gegenüber formalen Managementsystemen bei der ZWILAG in den letzten Jahren stark zum Positiven gewandelt hat: Trotz des verstärkten Formalismus wird das System nicht als Zwang, sondern als Hilfe bei der täglichen Arbeit empfunden.

Mit der Erfüllung der Anforderung der branchenneutralen ISO-Norm ist noch nicht gewährleistet, dass das System die Anforderungen an Systeme für nukleare Anlagen erfüllt, wie sie auf internationaler Ebene erwartet werden. Diese Anforderungen sind im Dokument der IAEA Safety Series 50-C/SG-Q «Quality Assurance» dargelegt. Die HSK hatte von Anfang an verlangt, dass dieses Dokument bezüglich der nuklearen Sicherheit als Grundlage für die Bewertung dienen soll. Wegen dieser zur ISO-Norm zusätzlichen Aspekte der nuklearen Sicherheit wird die HSK auch weiterhin verschiedene Prozesse der ZWILAG in dieser Hinsicht inspizieren.

6.6 Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

In La Hague (Frankreich) und neu auch in Sellafield (Grossbritannien) werden abgebrannte Brennelemente aus schweizerischen Kernkraftwerken durch die Firmen COGÉMA und BNFL im Rahmen der abgeschlossenen Verträge wiederaufgearbeitet. Die Abfälle, die bei der Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus schweizerischen Kernkraftwerken bei COGÉMA und bei BNFL entstehen, müssen gemäss den Verträgen in die Schweiz zurückgenommen werden. Verglaste hochaktive Abfälle (Glaskokillen) aus der Wiederaufarbeitung bei COGÉMA stehen für die Rückführung bereit, solche aus der Wiederaufarbeitung bei BNFL noch nicht.

Die Rückführung der ersten Glaskokillen aus der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen aus dem Kernkraftwerk Gösgen fand 2001 statt. In den Jahren 2002 und 2003 erfolgten drei weitere Rückführungen von verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen aus dem

Kernkraftwerk Beznau. Die zurückzunehmenden Kokillen werden bei COGÉMA ausgelagert, kontrolliert und in einen TL-Behälter beladen. Die HSK wohnt diesen Arbeiten bei und stellte Übereinstimmung mit den Anforderungen fest. Der Transport und die Einlagerung aller drei Behälter in die Behälterlagerhalle des ZZL verliefen plan- und vorschriftsmässig.

6.7 Beschaffung von Transport- und Lagerbehältern

Das bewilligte Konzept der Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und von Glaskokillen besteht darin, diese Abfälle in massiven Transport- und Lagerbehältern (TL-Behältern) einzuschliessen. Diese Behälter werden von den Kernkraftwerken bzw. von den Wiederaufarbeitungsanlagen zum ZZL transportiert und dort in der Behälterlagerhalle aufgestellt. Die Behälter müssen die Sicherheit der Zwischenlagerung gewährleisten. Die HSK hat die Anforderungen an die Auslegung von Transport- und Lagerbehältern und an das Aufsichtsverfahren während Konstruktion und Fertigung dieser Behälter auf der Basis bisher gewonnener Erkenntnisse in der Richtlinie R-52 festgelegt. Die Richtlinie wurde im Juli 2003 in Kraft gesetzt. Sie übernimmt mit kleineren Anpassungen an den Stand der Technik die Referenzanforderungen an TL-Behälter, die im Gutachten der HSK zum ZZL vom Dezember 1995 angegeben wurden.

Die Gesellschafter der ZWILAG haben bereits im Jahre 1996 die Beschaffung geeigneter TL-Behälter eingeleitet. Die Aufsicht über diese Beschaffung erfolgt in zwei Schritten: In einem ersten Schritt beurteilt die HSK die Wahl (Spezifikation) des Behältertyps und in einem zweiten die Erfüllung der Referenzanforderungen auf Grund des einzureichenden Sicherheitsberichts. Hinsichtlich des ersten Prüfschrittes hatte die HSK bis 2002 der Wahl von insgesamt fünf Behältertypen (drei für abgebrannte Brennelemente und zwei für Glaskokillen) zugestimmt. Die KKW-Betreiber haben 2003 keine weiteren Behältertypen gewählt, hingegen zusätzliche Behälter von Typen bestellt, deren Wahl die HSK bereits zugestimmt hatte. Die HSK verfolgte im Berichtsjahr die Auslegung, die Konstruktion und die Herstellung der bestellten TL-Behälter weiter. Der Schweizerische Verein für Technische Inspektionen (SVTI) hat im Auftrag der HSK Abnahmeprüfungen verfolgt.

Hinsichtlich der Erfüllung der Referenzanforderungen hat die HSK im Berichtsjahr einen weiteren Behältertyp (TN24BH) für abgebrannte Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Mühleberg auf Grund des eingereichten Sicherheitsberichts geprüft. Sie kam zum Schluss, dass auch bei diesem Behältertyp die Anforderungen für die sichere Zwischenlagerung im ZZL erfüllt sind. Damit hat die HSK bisher für vier Behältertypen die Erfüllung der Referenzanforderungen geprüft und die Eignung zur Zwischenlagerung im ZZL gutgeheissen: Davon stammen drei für abgebrannte Brennelemente bestimmte Behältertypen aus Frankreich (Typen TN24G, TN97L und TN24BH der Firma COGÉMA Logistics, vormals Transnucléaire) und ein für Glaskokillen bestimmter Behältertyp aus Deutschland (Typ CASTOR HAW 20/28 CG der Firma GNB). Die Prüfung des fünften Behältertyps (Typ TN81CH der COGÉMA Logistics für Glaskokillen) war Ende 2003 noch im Gange und wird voraussichtlich 2004 abgeschlossen sein. Die Ergebnisse dieser und früherer Prüfungen flossen ins Freigabeverfahren für die Einlagerung der einzelnen TL-Behälter ein.

6.8 Gesamteindruck

In die Behälterlagerhalle werden Transport- und Lagerbehälter routinemässig eingelagert. Der Zustand dieses Lagers und des ebenfalls in Betrieb stehenden Lagergebäudes für mittelaktive Abfälle sowie des zugehörigen Empfangsgebäudes und der Heissen Zelle ist im Hinblick auf

Einer der sechs Behälter mit radioaktiven Abfällen aus dem ehemaligen Versuchsaatomkraftwerk Lucens wird ins Zentrale Zwischenlager geliefert.

Foto: ZWILAG



die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz gut. Die Betriebsführung erfolgt vorschriftsgemäss.

Für die Konditionierungsanlage hat die HSK im Dezember 2003 die volle Betriebsfreigabe erteilt. Mit Ausnahme der Benutzung des Hochregallagers wurde die Anlage jedoch noch nicht aktiv betrieben.

Bei der Verbrennungs- und Schmelzanlage sind im Berichtsjahr anlässlich von inaktiven Testphasen erneut Probleme eingetreten. Die aktive Inbetriebnahme wurde dadurch weiter verzögert. Die für die Behandlung in dieser Anlage vorgesehenen Abfallfässer aus den Kernkraftwerken und aus dem Bereich Medizin, Industrie und Forschung häufen sich wegen dieser Verzögerung an.

Der operationelle Strahlenschutz ist angemessen ausgestaltet. ZWILAG verfügt über Ressourcen, die an die wechselnden Aufgabenstellungen angepasst werden können. Die HSK beurteilt die Erfüllung der Strahlenschutzaufgaben als gut.

Für die Inbetriebsetzung der Verbrennungs- und Schmelzanlage und den gleichzeitigen Einlagerungsbetrieb sind die personellen Ressourcen, trotz der erfolgten Aufstockung, knapp bemessen.

Das Qualitätsmanagementsystem der ZWILAG wurde nach der Norm ISO-9001:2000 zertifiziert. Es ist mittlerweile gut eingeführt und wird als Hilfe bei der täglichen Arbeit empfunden.

7. PAUL SCHERRER INSTITUT (PSI)

7.1 Die Kernanlagen des PSI

Das PSI ist der Schweiz grösstes Forschungsinstitut für Natur- und Ingenieurwissenschaften. Zusammen mit in- und ausländischen Hochschulen, Instituten, Kliniken und Industriebetrieben arbeitet das PSI in den Bereichen Materialwissenschaften, Elementarteilchen-Physik, Umwelt- und Energieforschung sowie Biowissenschaften. Der Forschungsreaktor PROTEUS, das zur Untersuchung von Kernbrennstoffen und radioaktiven Werkstoffen spezialisierte Hotlabor, die Anlagen für die Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle sowie die im Rückbau befindlichen Forschungsreaktoren SAPHIR und DIORIT sind Kernanlagen und werden durch die HSK beaufsichtigt.

7.2 Forschungsreaktor PROTEUS

Im Jahr 2003 wurde die zweite Messkampagne der Phase II des Experimentierprogrammes mit einer Kernkonfiguration aus Leichtwasserreaktor-Brennelementen (LWR-PROTEUS) erfolgreich und ohne Störfälle fortgesetzt. Bei dieser Messkampagne liegt der Schwerpunkt auf den Untersuchungen zum Hochabbrand von Druckwasserreaktor-Brennelementen. Dazu wurden Proben von hochabgebranntem Brennstoff im PROTEUS bestrahlt und deren Reaktivität einerseits mit frischen und andererseits mit kalibrierten Brennstoffproben verglichen. Wie schon im Vorjahr brachten die im Berichtsjahr durchgeführten Versuche aufschlussreiche Ergebnisse über die Abnahme der Reaktivität mit zunehmendem Abbrand. Als Wiederholung der ersten Messkampagne wurden nochmals hochabgebrannte DWR-Brennstoffsegmente ausgemessen, wobei diesmal nebst H_2O und einer Mischung H_2O/D_2O als dritter Moderationszustand H_2O versetzt mit 2000 ppm Bor im Zentraltank des PROTEUS eingesetzt wurde. Die Änderungen der Moderatorzusammensetzung wurden vorgängig von der HSK freigegeben. Im Herbst wurde eine dritte Messkampagne durchgeführt mit vier neu hergestellten Proben von Brennstab-Teilstücken, wobei eine Probe einen Ab-

brand von über 100 GWd/t aufwies. Zwei weitere Proben stammten aus einem Siedewasserreaktor. Mit der Untersuchung von insgesamt 13 Brennstoff-Teilstücken bezüglich Neutronik und Reaktorphysik von hochabgebranntem Brennstoff wurde die Phase II des LWR-PROTEUS Experimentierprogramms abgeschlossen. Die Ergebnisse werden mit Rechenergebnissen theoretischer Modelle verglichen, wodurch die für Kernkraftwerke angewandten Simulationsprogramme verbessert werden können (siehe dazu auch die Jahresberichte des PSI).

Der Reaktor wurde im Jahr 2003 während 647 h betrieben (2002: 713 h; 2001: 416 h), davon 3 h im Leistungsbetrieb (2002: 4 h; 2001: 9 h). Als Leistungsbetrieb wird der Betrieb oberhalb von $200 W_{th}$ bis zur maximal zulässigen Leistung von $1000 W_{th}$ bezeichnet.

Zerlegearbeiten an radioaktiven Abfällen aus dem Reaktorkern beim Rückbau des Forschungsreaktors SAPHIR.

Foto: PSI



Die Kollektivdosis des Betriebspersonals (7 Personen) betrug 1,3 Pers.-mSv (2002: 8 Personen mit 0,4 Pers.-mSv). Der Bestand an lizenziertem Personal konnte durch die Lizenzierung eines Reaktorphysikers auf 5 Personen erhöht werden.

7.3 Rückbau der Forschungsreaktoren SAPHIR und DIORIT

Der zweite Teilschritt des SAPHIR-Rückbaus konnte Ende Oktober 2003 abgeschlossen werden. Dabei wurden sämtliche fest installierten Einrichtungen innerhalb des Reaktorpools demontiert, zerlegt und strahlenschutzgerecht für die weitere Entsorgung ausserhalb des Pools aufbewahrt. Die Demontage und die Zerkleinerung der aktivierten Komponenten wurden unter Wasser mit Hilfe verlängerter Werkzeuge durchgeführt. Nach der Demontage aller aktivierten Komponenten innerhalb des Reaktorpools wurde das Ablassen des Reaktorwassers vorbereitet. Hierzu hatte das PSI durch verschiedene Messungen dargelegt, dass die Einhaltung der Abgabelimiten gewährleistet war. Die HSK gab die Abgabe des Reaktorwassers an die Aare nach Überprüfung der Messungen und Berechnungen frei (siehe dazu Tabelle A4a). Zudem wurde vor dem Ablassen des Reaktorwassers eine Abschirmung aus Betonblöcken und Stahlplatten in das Becken eingebracht. Hierdurch konnte die Dosisleistung durch restliche aktivierte Teile an der Beckenauskleidung nach dem Ablassen des Wassers so weit reduziert werden, dass die nicht aktivierten Komponenten im leeren Becken manuell demontiert werden konnten. Die Kollektivdosis für diesen Teilschritt lag mit 4,94 Pers.-mSv (6 Personen) im Bereich des Planungswerts von 5 Pers.-mSv, was auf eine sorgfältige Arbeits- und Strahlenschutzplanung zurückzuführen ist.

Gleichzeitig mit dem Teilschritt 2 wurden Vorbereitungen für den Teilschritt 3, der den Ausbau der letzten höher aktivierten Teile aus der biologischen Abschirmwand des Reaktors umfasst, in Angriff genommen. Während dieser Arbeiten wird die Aktivitätskonzentration des Grundwassers gemessen. Durch Brunnenbohrungen ausserhalb und innerhalb des SAPHIR-Gebäudes wird das Grundwasser auf Spuren künstlicher Radioaktivität überwacht. Nach Prüfung hat die HSK die Grundwasserüberwachung freigegeben, sodass Anfang

November 2003 mit dem Teilschritt 3 der bewilligten Rückbauarbeiten begonnen werden konnte.

Beim Rückbau des DIORIT-Reaktors wurden im Berichtsjahr der innere Betonring inklusive dem aus Stahlblech bestehenden thermischen Schild zersägt und mittels hydraulischer Pressen in einzelne Segmente gebrochen. Die zum thermischen Schild gehörenden Boralbleche konnten mit einfachen Mitteln von den Stahlsegmenten gelöst werden, um sie getrennt weiterzukonditionieren. Zudem wurden der innere und der äussere Tragring, auf dem der Reaktorgraphit aufgesetzt war, mit einer Diamantkreissäge vor Ort zerschnitten. Diese Segmente wurden aus dem Reaktor direkt in endlagerfähige Betonbehälter eingebracht. Durch Schwierigkeiten bei den Sägearbeiten an den Tragringen lag die Kollektivdosis der bei den DIORIT-Rückbauarbeiten eingesetzten fünf Personen bei 18 Pers.-mSv. Das geplante Dosisziel lag bei 12 Pers.-mSv. Eine derartige Abweichung kann bei solchen Arbeiten toleriert werden.

7.4 Hotlabor

Das Hotlabor ist ein Laborgebäude, welches speziell zur Untersuchung und Bearbeitung hoch radioaktiver Substanzen (z.B. Kernbrennstoffe, Beschleuniger-Targets oder Grossquellen für medizinische oder industrielle Einsätze) ausgestattet ist. Nach dem Abschluss der Gebäudesanierung im Jahr 2002, welche die Verbesserung des Brandschutzes, der Erdbebensicherheit und des Strahlenschutzes als Ziel hatte, wurden im Berichtsjahr 2003 die Brandmeldeanlage sowie die Brandschutzmassnahmen durch die HSK überprüft und positiv bewertet. Das Experimentierprogramm des Hotlabors lief in den neu sanierten Räumen problemlos wieder an. Neben Arbeiten zur Brennstoffherstellung lag das Hauptaugenmerk auf dem Aufbau neuer Anlagen zur Untersuchung von Werkstoffen bezüglich des Verhaltens unter extremen Strahlungsbedingungen.

Bei ihren Inspektionen stellte die HSK fest, dass der mit dem Laborgebäude verbundene Büropavillon den gesetzlichen Anforderungen nicht mehr entspricht. Das PSI legte daraufhin ein Konzept zur Neugestaltung des Gebäudes vor.

Die durch den Betrieb des Hotlabors bedingte Kollektivdosis des Eigenpersonals (insgesamt 58 Personen) betrug 33,3 Pers.-mSv.

7.5 Behandlung radioaktiver Abfälle

Im PSI werden die radioaktiven Abfälle aus den Forschungseinrichtungen des Bundes und der Kantone, aus den Bereichen Medizin und Industrie sowie teilweise aus den schweizerischen Kernkraftwerken bearbeitet. Durch eine geeignete Konditionierung werden die Abfälle in eine zwischen- und endlagerfähige Form gebracht.

7.5.1 Freigabeverfahren für Abfallbindetypen

Auf der Grundlage der vom PSI eingereichten Spezifikationen hat die HSK im Berichtsjahr nach eingehender Prüfung drei Freigaben zu Abfallbindetypen erteilt. Diese betreffen:

- die Einbindung mit Zement von Abfällen aus dem Rückbau des SAPHIR-Reaktors in Betoncontainern,
- die Einzementierung von Brennstoffabfällen

des Hotlabors in 1-Liter-Gebinden (Teilkonditionierung),

- die Nachdokumentation von früher konditionierten leicht mit Plutonium kontaminierten Abfällen aus dem Hotlabor.

Im Berichtsjahr hat das PSI drei Spezifikationen eingereicht, deren Beurteilung durch die HSK noch in Bearbeitung ist. Die Spezifikationen betreffen:

- bis 1992 konditionierte Beschleunigerabfälle (Nachdokumentation),
- eine neue Konditionierung von Beschleunigerabfällen zwecks Typenfreigabe,
- ein modifiziertes Verfahren zur Endkonditionierung von brennstoffhaltigen Abfällen des Hotlabors ebenfalls zwecks Typenfreigabe.

7.5.2 Verbrennungsanlage und Abfalllabor

In der Verbrennungsanlage des PSI wurden im Berichtsjahr keine Verbrennungskampagnen mehr durchgeführt, die Anlage wurde nach Kam-

Blick von oben in den Forschungsreaktor PROTEUS: Zu sehen sind die neun Brennelemente im Zentralen Testtank sowie die Stützstruktur für die Wechselflasche.

Foto: PSI



pagne 46 im Jahr 2002 ausser Betrieb genommen. Die verbleibenden Verbrennungsrückstände (Aschen) und die für die Rauchgasreinigung eingesetzten keramischen Filterkerzen, die anlässlich der letzten Verbrennungskampagnen angefallen waren, wurden im Berichtsjahr vollständig im Abfalllabor mit Zementmörtel konditioniert und anteilmässig an die Kernkraftwerke zurückgeführt bzw. ins Bundeszwischenlager eingelagert. Für den bewilligungspflichtigen Rückbau der Anlage liegen der HSK bis Ende Berichtsjahr noch keine Pläne des PSI vor.

**Transferbehälter
für radioaktive
Aluminium-
Komponenten aus
dem Forschungs-
reaktor SAPHIR.**

Foto: PSI

7.5.3 Weitere Abfallkonditionierungen im PSI-Ost

Im «Tiefen Gang» des DIORIT-Gebäudes wurde eine Betonieranlage eingerichtet, mit deren Hilfe Kleincontainer mit eingestelltem Rohabfall (aus den Reaktoren SAPHIR, DIORIT und aus

den Beschleunigeranlagen des PSI-West) mit Zement gefüllt werden können. Im Speziellen soll mit dieser Anlage auch der im Jahr 2002 aus dem DIORIT-Reaktor entfernte und geschredderte Graphit als Mörtelzusatz verarbeitet werden. Das PSI hat diesbezüglich erfolgreiche Experimente zur Verwendung von Graphit statt Quarzsand als Mörtelzusatz durchgeführt. Die aktive Inbetriebnahme der Anlage ist für Frühjahr 2004 geplant.

Bei der diesjährigen Sammelaktion radioaktiver Abfälle aus Forschung, Medizin und Industrie wurden vom PSI knapp 8,5 m³ Abfälle mit einem Gesamtgewicht von 8,3 t angenommen. Hauptnuklid dieser Abfälle war bezüglich Aktivität wie in früheren Jahren Tritium. Die Abfälle wurden in die Lagerhallen AB und C auf dem PSI Ost-Areal bis zu ihrer Konditionierung aufbewahrt.

7.5.4 Materialfreigaben

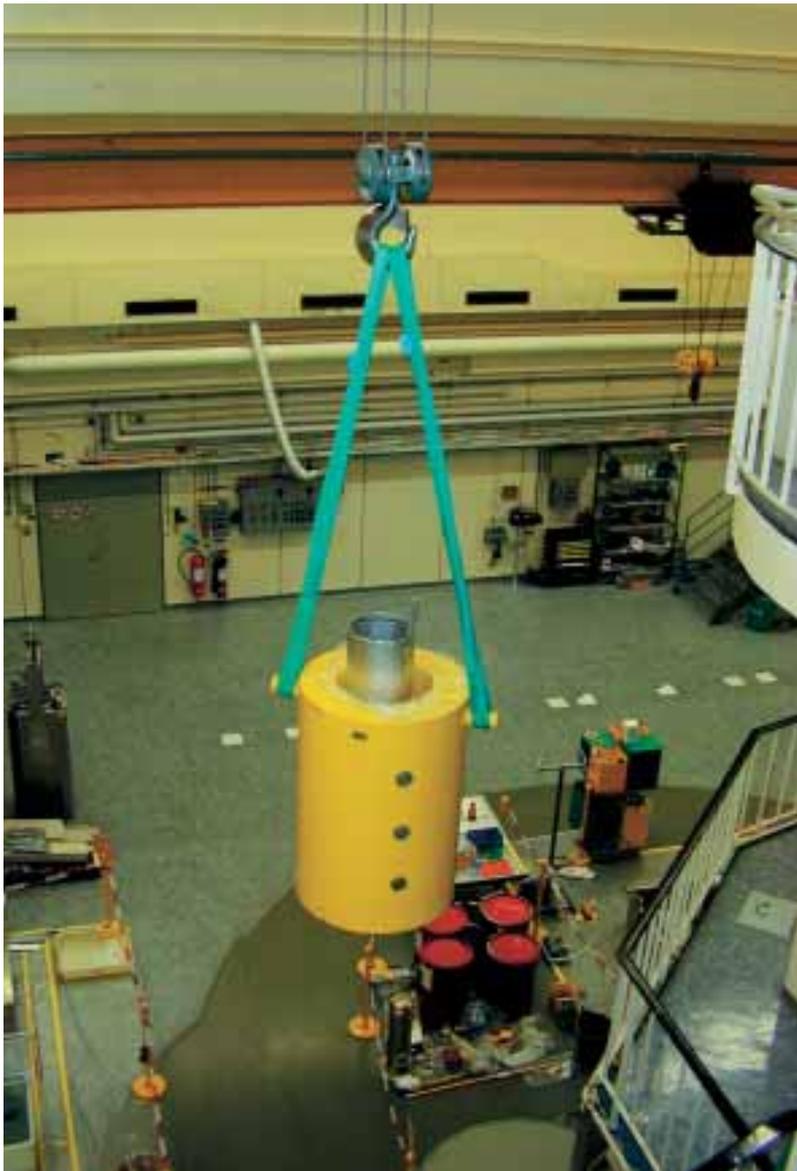
Aus den kontrollierten Zonen des PSI (nur Aufsichtsbereich HSK) wurden im Jahr 2003 inaktive Materialien mit einer Masse von 105 t, darunter 43 t Metallschrott, zur uneingeschränkten weiteren Verwendung freigegeben. Die HSK hat dazu stichprobenweise Kontrollmessungen durchgeführt. Die Kontrollen ergaben Übereinstimmung mit den Vorgaben.

7.6 Lagerung radioaktiver Abfälle

7.6.1 Bundeszwischenlager

Das Bundeszwischenlager (BZL) lagert seit 1992 routinemässig konditionierte, radioaktive Abfälle ein. Die bewilligte Lagerkapazität ist für die Lagerung von Standardfässern (Inhalt 200 Liter) mit konditionierten Abfällen und von Kleincontainern (bis 4,5 m³) bestimmt. Diese Kleincontainer enthalten unkonditionierte Komponenten, vorwiegend aus dem DIORIT-Reaktor und dem PSI-West. In beschränktem Umfang und mit Auflagen hat die HSK ferner die Aufbewahrung weiterer nicht konditionierter Abfälle zugelassen, sofern dies dem Optimierungsgebot (Artikel 6 StSV) entspricht.

Im Berichtsjahr hat das PSI 89 Betonfässer (1 m³), die ursprünglich für die Meeresversenkung konditioniert und bis zur Einlagerung im BZL auf den offenen Stapelplätzen im PSI-Ost aufbewahrt wurden, auf Korrosion und Kontamination überprüft und dann im BZL eingelagert. Weiter wurden zwei endkonditionierte Container mit Abfällen aus dem DIORIT und ein



Behälter mit Beryllium- und Berylliumoxid-Reflektorelementen des abgeschalteten Forschungsreaktors SAPHIR ins BZL transferiert. Der mit Standardfässern belegte Raum war Ende 2003 zu 75% gefüllt. Der Bestand an radioaktiven Abfällen, die am Ende des Berichtsjahres im PSI gelagert wurden, ist in Tabelle A11 angegeben.

Um die vorhandenen Lagerkapazitäten optimal zu nutzen, hat das PSI ein Gesuch um Änderung der Betriebsbewilligung im Sinne einer höheren Flexibilität bei den Annahmebedingungen eingereicht. Der zu diesem Gesuch vom PSI erstellte Sicherheitsbericht für das BZL ist durch die HSK begutachtet worden. Das Gesuch zur Änderung der Betriebsbewilligung zum BZL, der Sicherheitsbericht des PSI, das Gutachten der HSK und die entsprechende Stellungnahme der KSA wurden im November und Dezember 2003 öffentlich aufgelegt. Es wurden zwei Einsprachen eingereicht. Das Bewilligungsverfahren wird voraussichtlich 2004 abgeschlossen.

7.6.2 Weitere Lager im PSI-Ost

Die Lagerhallen AB und C, der Stapelplatz und der Umschlagplatz werden für die kurz- und mittelfristige Lagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen vor oder nach deren Konditionierung benutzt. Das Inventar dieser Lager unterliegt starken Schwankungen. Das PSI hat im Berichtsjahr grosse Anstrengungen unternommen, die nicht geschlossenen und teilweise der Witterung ausgesetzten Lager zu räumen.

In der Lagerhalle AB werden unkonditionierte radioaktive Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung bis zu ihrer Verarbeitung aufbewahrt. Neben den Sonderabfällen, die nicht mit bereits freigegebenen Methoden konditioniert werden können, handelt es sich um Abfälle aus den BAG-Sammelaktionen der Jahre 1999 bis 2003. Die Lagerhalle AB dient daneben als Abklinglager für Abfälle, die Radioiod enthalten.

In der Lagerhalle C werden gegenwärtig Gebinde mit zementierten plutoniumhaltigen Lösungen und DIORIT-Abfälle bis zu deren Endkonditionierung aufbewahrt. Auf dem Stapelplatz werden vorübergehend unkonditionierte Abfälle aufbewahrt, darunter Metallschrott aus dem ehemaligen Versuchsatomkraftwerk Lucens und Material aus dem Rückbau des SAPHIR, ausserdem eine Reihe von endkonditionierten, aber noch nicht spezifizierten Gebinden, die zur Abschirmung in 1-m³-Betonfässer hineingestellt sind. Am Umschlagplatz werden

gegenwärtig sechs Abwassertanks aus dem Hotlabor bis zu einer späteren Dekontamination bzw. Konditionierung aufbewahrt.

Ungefähr 3000 leere Standardfässer, welche früher dem Transport von brennbaren Abfällen zwischen den Kernkraftwerken und der Verbrennungsanlage des PSI dienten und seither auf dem Areal der Sammelstelle des Bundes am PSI lagerten, konnten im Jahr 2003 an die ZWILAG übergeben werden.

Bei mehreren Inspektionen hat sich die HSK vergewissert, dass die Lagerung radioaktiver Abfälle beim PSI vorschriftenkonform erfolgt.

7.7 Besondere Vorkommnisse

Im Berichtsjahr wurde vom PSI kein zu klassierendes Vorkommnis gemeldet.

Im Jahre 2002 führte die fehlerhafte Stellung eines Sicherheitsstabpaares zu einem meldepflichtigen Vorkommnis. Der Fehler wurde im Berichtsjahr durch den Austausch der Stabspositionsgeber sowie der dazugehörigen Elektronik behoben. Hierfür erteilte die HSK eine Freigabe.

7.8 Strahlenschutz

Im Jahr 2003 akkumulierten die Mitarbeiter am gesamten PSI eine Kollektivdosis von 181,7 Pers.-mSv (2002: 179,2 Pers.-mSv). Wegen der vollen Wiederinbetriebnahme des Hotlabor-Radiochemietraktes und strahlenschutzrelevanter Rückbaumassnahmen im SAPHIR und im DIORIT sind die Kollektivdosen im Aufsichtsbebereich der HSK von 47,0 Pers.-mSv im Jahr 2002 auf 59,5 Pers.-mSv gestiegen. Weitere Angaben zu den Personendosen sind in den Tabellen A5 bis A10 enthalten.

Aus den bilanzierten Abgaben radioaktiver Stoffe über die Fortluftanlagen und über das Abwassersystem des PSI wurde eine Personendosis von 0,06 mSv/Jahr am ungünstigsten Aufenthaltsort ausserhalb des überwachten PSI-Areals mit konservativen Umrechnungsfaktoren nach HSK-Richtlinie R-41 berechnet. Diese Dosis liegt deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwerts von 0,15 mSv/Jahr für radioaktive Abgaben gemäss PSI-Abgabereglement.

Der vom PSI gewünschte freie Zutritt zum Areal Ost und damit die Aufhebung der Perso-

nenkontrollen an den Drehkreuzen wurde nach Intervention der HSK nicht realisiert. Die Voraussetzungen für eine adäquate Personenkontrolle sind an einigen kontrollierten Zonen innerhalb des Areals derzeit noch nicht gegeben.

7.9 Personal, Organisation und Ausbildung

Während das Vorjahr durch personelle und organisatorische Änderungen in der Leitung des PSI gekennzeichnet war und in der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit (ASI) eine grundlegende Reorganisation der übergeordneten Sicherheitsfunktionen erfolgte, konsolidierte sich die Lage im Berichtsjahr. Aus der Sicht der HSK stellt die Anerkennung einer Strahlenschutzsachverständigen sowie die Strahlenschutz Ausbildung weiterer Mitarbeiter eine positive Entwicklung dar. Die Aufstockung des Strahlenschutzpersonals auf dem PSI-Ost-Areal wird von der HSK begrüsst.

Im Rahmen von Tagen der offenen Tür stellte sich das PSI einer breiten Öffentlichkeit vor. Die Vorbereitung und Durchführung dieser Anlässe hinsichtlich Strahlenschutz wurden vom PSI professionell durchgeführt.

Im Berichtsjahr wurde bei einem internen Audit das, in Teilen akkreditierte, Qualitätsmanagementsystem der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit überprüft. Die HSK nahm an diesem Audit teil und konnte sich von dessen erfolgreicher Durchführung überzeugen.

7.10 Ausbildung

Im Berichtsjahr wurde der Ausbildungskurs für Strahlenschutzfachkräfte an der PSI-Strahlenschutzschule durch die HSK gemäss der Strahlenschutz Ausbildungsverordnung anerkannt. Neben der Prüfung der Kursunterlagen und der Kompetenzen von Lehrkräften und Prüfungskommission überzeugte sich die HSK in der Schule von der Qualität des Unterrichts sowie der mündlichen und praktischen Prüfungen.

Zu Beginn 2003 erhielt die PSI-Strahlenschutzschule auch die Anerkennung als Prüfungsstelle für Gefahrgutbeauftragte für die

Beförderung gefährlicher, radioaktiver Güter vom UVEK, wofür die HSK eine Stellungnahme erarbeitete. Parallel dazu wurde auch der Kurs zur Ausbildung von Strahlenschutzsachverständigen für Transporte durch die HSK anerkannt.

Neben den vollamtlichen Lehrern der PSI-Schule unterrichteten auch externe Dozenten aus den Kernanlagen und der HSK, wodurch die Erfahrungen in der Praxis zusammen mit dem rechtlichen Grundgerüst in die Strahlenschutzkurse eingeflossen sind.

7.11 Gesamteindruck

Das PSI betreibt seine komplexen Anlagen verantwortungsbewusst und mit hoher Sachkunde. Die Vielfalt spiegelt sich auch in den Tätigkeiten der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit (ASI). Die Reorganisation des Jahres 2002 hat vorwiegend zu einer von der HSK geforderten nachhaltigen Stärkung des Strahlenschutzes geführt. Die positiven Entwicklungen beim Personalbestand und der Weiterbildung von Strahlenschutzspezialisten sind gute Zeichen. Des Weiteren stellen die innerhalb der ASI durchgeführten Audits ein belastbares Werkzeug zur Weiterentwicklung des QMS dar. Die Einführung eines PSI-Datenbanksystems für die Überwachung des Schriftverkehrs erleichtert die Kontrolle von Forderungen und Hinweisen der Aufsichtsbehörden. So konnten beispielsweise die terminierten Auflagen aus dem Gutachten der HSK zum Bewilligungsgesuch für das BZL vollständig und rechtzeitig erfüllt werden. Anerkennenswert findet die HSK die professionell abgewickelten und gut dokumentierten Rückbauprojekte SAPHIR und DIORIT.

Die Begleitung neuer Projekte durch die ASI hat sich aus Sicht des PSI gut bewährt. Die HSK verlangt dabei eine explizit ausgewiesene, detaillierte Überprüfung von Vorhaben, von Anlagenänderungen oder von Revisionen von Dokumenten. Bei Projekten, wie z.B. der Aufhebung von Zutrittskontrollen, erwartet die HSK eine verstärkt hinterfragende Haltung.

Gesamthaft betrachtet ist der Zustand der im HSK-Aufsichtsbereich stehenden PSI-Anlagen in Bezug auf den operationellen Strahlenschutz und die nukleare Sicherheit gut.

8. WEITERE KERNANLAGEN

8.1 Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL)

Die Kernanlagen der EPFL umfassen den Forschungsreaktor CROCUS, das Neutronenexperiment CARROUSEL, die Neutronenquelle LOTUS und die angegliederten Labors. Diese Anlagen sind dem LRS (Laboratoire de physique des réacteurs et de comportement des systèmes) zugeteilt, das dem Institut de physique de l'énergie et des particules (IPEP) zugehört. Im Jahr 2003 stand der CROCUS-Reaktor Ingenieur- und Physikstudenten der EPFL, Kursteilnehmern der Reaktorschule des PSI sowie Studenten der Ingenieurschule Genf während 364 Stunden bei kleiner Leistung (unter 100 W) für Ausbildungszwecke zur Verfügung. Dabei wurden 163 Wh thermische Energie erzeugt. Am Experiment CARROUSEL wurden Praktika zur Wirkung unterschiedlicher Moderatoren und Absorber auf den Neutronenfluss durchgeführt.

Die Neutronenquelle LOTUS wurde nicht in Betrieb genommen. Während des Jahres traten keine gemäss HSK-Richtlinie R-25 meldepflichtigen Vorkommnisse auf. Die Dosen des Personals lagen unterhalb der Nachweisgrenze. Die Abgabe radioaktiver Stoffe über den Luft- und Abwasserpfad war unbedeutend. Anlässlich einer Inspektion im Dezember 2003 überzeugte sich die HSK davon, dass sich die Anlagen in einem sauberen, ordentlichen Zustand befinden.

Für den Ausbildungsreaktor CROCUS wurden ein Reaktorchef (chef d'exploitation) und ein Reaktoroperateur (opérateur) lizenziert.

8.2 Universität Basel

Der Forschungsreaktor der Universität Basel dient ebenfalls dem Unterricht. Neben dem reaktorphysikalischen Praktikum für Physikstudenten wurde der Reaktor für Studenten der

Abfahrt eines Schwertransportes mit radioaktiven Abfällen aus dem stillgelegten Versuchsreaktor Lucens.

Foto: HSK



HTL Windisch und der PSI-Reaktorschule benutzt. Für Kurse einer Strahlenschutzschule sowie für das kantonale Labor Basel-Stadt wurden Proben bestrahlt. Im Berichtsjahr wurde der Reaktor während 47 h bei einer thermischen Leistung von 1 kW störungsfrei betrieben. Die Individualdosen sowie die Kollektivdosen lagen unterhalb der Nachweisgrenze. Die Abgabe radioaktiver Stoffe über den Luft- und Abwasserpfad war unbedeutend.

Anlässlich einer Anfrage des Kantonalen Laboratoriums zur Erdbebensicherheit beurteilte die HSK die radiologischen Auswirkungen nach der Zerstörung des kompletten Gebäudes inklusive des Reaktors nach einem Erdbeben. Demnach liegen die dadurch bedingten Strahlendosen für die benachbarte Bevölkerung sowie für das Personal unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte für Störfälle.

Bezüglich Brandschutz sind Verbesserungsmaßnahmen geplant.

Speziell angefertigte Hebewerkzeuge zum sicheren Transport der Stahlbehälter mit radioaktiven Abfällen aus der stillgelegten Anlage des Versuchsatomkraftwerks Lucens.

Foto: HSK



8.3 Versuchsatomkraftwerk Lucens

Im Berichtsjahr erfolgte der Transport der sechs Stahlbehälter mit radioaktiven Abfällen aus der stillgelegten Anlage des Versuchsatomkraftwerks Lucens (VAKL) in das zentrale Zwischenlager (ZZL) in Würenlingen (siehe auch Kap. 9.5). Danach wurde die Parzelle, welche über mehrere Jahrzehnte als Lagerort dieser sechs Stahlbehälter diente, auf eventuell verbliebene Radioaktivität untersucht. Tatsächlich wurde eine geringfügige, fest haftende Kontamination von höchstens zwei Richtwerten an den als Abschirmung dienenden Betonriegeln entdeckt. Diese leicht kontaminierten Bauteile wurden umgehend zur Dekontamination ins ZZL transportiert. Nach einer nochmaligen Kontrolle durch den Betreiber überzeugte sich die HSK auf Grund eigener Messungen von der Kontaminationsfreiheit des Bodens und der darauf stehenden Gebäude. Schliesslich konnte das gesamte Grundstück, welches sich im Eigentum der Nationalen Gesellschaft zur Förderung der industriellen Atomtechnik (NGA) befindet, aus der Strahlenschutzgesetzgebung entlassen werden. Daraufhin wurde im Dezember 2003 von der NGA ein Gesuch auf Entlassung aus der atomrechtlichen Aufsicht an den Bundesrat gestellt.

Das übrige VAKL-Gelände mit seinen unter- und oberirdischen Gebäuden, das dem Kanton Waadt gehört, untersteht seit dem Bundesratsbeschluss vom 12. April 1995 nicht mehr der Atomgesetzgebung und wird anderweitig genutzt.

Die einzige verbleibende beruflich strahlenexponierte Person der Überwachungsgruppe des VAKL hat im Berichtsjahr eine Ganzkörperdosis von 0,7 mSv akkumuliert. Es waren keine radiologischen oder sicherheitstechnischen Vorkommnisse zu verzeichnen. Die Sektion Überwachung der Radioaktivität (SUeR) des BAG ist beauftragt, die radiologische Kontrolle des Sickerwassers aus den Kavernen während 30 Jahren vorzunehmen. Die Resultate dieser Überwachung werden im Bericht «Umweltraadioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz» vom BAG jährlich veröffentlicht.

9. TRANSPORT VON RADIOAKTIVEN STOFFEN

9.1 Genehmigungen nach Gefahrgutgesetzgebung

Die schweizerischen Vorschriften für den Transport radioaktiver Stoffe auf Strasse und Schiene basieren u.a. auf den internationalen Regelwerken über den Transport gefährlicher Güter auf der Strasse (ADR¹) bzw. mit der Eisenbahn (RID²). Bei allen Verkehrsträgern kommen die IAEA-Empfehlungen (TS-R-1³) für die sichere Beförderung radioaktiver Stoffe zur Anwendung. Basierend auf diesen Empfehlungen wird das internationale Transportrecht regelmässig angepasst. Im nationalen Transportrecht für Gefahrgüter der Klasse 7 gelten die SDR⁴ und die RSD⁵.

Hauptverantwortlich für die Einhaltung der Transportvorschriften und für die Sicherheit ist der Versender. Bei Transporten von Kernbrennstoffen oder anderen radioaktiven Stoffen mit hoher Aktivität wird verlangt, dass der Versender vorgängig ein Genehmigungszeugnis von der zuständigen Behörde einholt. Die Genehmigungen betreffen je nach Fall die Versandstücke und/oder die Beförderung. Sie bilden eine Voraussetzung für die atomrechtlichen Bewilligungen.

Die HSK ist die zuständige schweizerische Behörde für die Ausstellung von Genehmigungszeugnissen gemäss Gefahrgutgesetzgebung, und das unabhängig davon, ob es sich beim Transportgut um radioaktive Stoffe aus Kernanlagen oder aus anderen Betrieben handelt. Bei der Genehmigung von Versandstücken, die in der Schweiz zum Einsatz kommen, geht es um die Anerkennung der von der zuständigen Behörde des Ursprungslands ausgestellten Zulassung des Versandstückmusters. Dabei prüft die HSK die Vollständigkeit des zum Versandstückmuster erstellten Sicherheitsberichts insbesondere hinsichtlich des Nachweises, dass alle gemäss ADR/RID und TS-R-1 vorgeschriebenen Anforderungen erfüllt sind. Beförderungsgenehmigungen sind in bestimmten Fällen erforderlich, vor allem wenn die Beförderung auf Grund einer Sondervereinbarung erfolgt. In solchen Fällen müssen für den Transport spezielle Massnahmen getroffen werden, die von

der HSK festgelegt werden. Zudem wird anhand der eingereichten Dokumente jeweils geprüft, dass Verpackung und Inhalt den Vorschriften entsprechen.

Im Berichtsjahr hat die HSK 17 Gesuche nach Gefahrgutgesetzgebung beurteilt und die entsprechenden Genehmigungen ausgestellt. Davon betrafen 13 Gesuche die Anerkennung der Zulassung von Versandstücken (2 Transport- und Lagerbehälter, 2 Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente, 6 Transportbehälter für frische Brennelemente und 3 Spezialbehälter für Kernmaterialien und andere radioaktive Stoffe). Die vier weiteren Gesuche bezogen sich auf eine Beförderungsgenehmigung und auf drei Sondervereinbarungen.

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 Auftrag des Bundesamtes für Energie (BFE) ist die HSK zuständig für die Erteilung solcher Bewilligungen im Bereich der Kernanlagen.

Im Berichtsjahr wurden keine Bewilligungen in diesem Sinne erteilt.

9.3 Bewilligungen nach Atomgesetzgebung

Nach Artikel 4 des Atomgesetzes vom 23. Dezember 1959 bedürfen Transport, Abgabe, Bezug, jede andere Form des Innehabens, Einfuhr, Durchfuhr und Ausfuhr von radioaktiven Kernbrennstoffen und Rückständen einer Bewilligung des Bundes. Nach Artikel 11 der Atomverordnung vom 18. Januar 1984 ist ferner eine Bewilligung erforderlich für die Einfuhr, Ausfuhr und Durchfuhr von radioaktiven Abfällen aus Kernanlagen. Zuständig für die Erteilung solcher

¹ Europäisches Übereinkommen über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse

² Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter

³ IAEA Safety Standards Series: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 1996 Edition (Revised)

⁴ Verordnung vom 17. April 1985 über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (SR 741.621)

⁵ Verordnung vom 3. Dezember 1996 über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn (SR 742.401.6)

Bewilligungen ist das BFE. Im Hinblick auf die atomrechtliche Bewilligung von Transporten, die mittels zulassungspflichtiger Behälter erfolgen müssen, prüft jeweils die HSK, dass die nukleare und radiologische Sicherheit gewährleistet wird und die Vorschriften über die Beförderung gefährlicher Güter erfüllt sind. Das BFE erteilt die Bewilligung erst auf Grund der zustimmenden Beurteilung der HSK.

Im Berichtsjahr hat die HSK 19 Beurteilungen für atomrechtliche Transportbewilligungen abgegeben. Eine davon betraf die Ausfuhr von abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung und eine den Transport von abgebrannten Brennelementen zum Zentralen Zwischenlager (ZZL) der ZWILAG. Sieben Beurteilungen bezogen sich auf die Einfuhr von frischen Brennelementen zu den Kernkraftwerken. Eine Beurteilung wurde für den Transport der Stilllegungsabfälle des Versuchsatomkraftwerks Lucens zum ZZL (vgl. Kap. 9.5) erstellt. Acht weitere Beurteilungen betrafen Transporte von Kernmaterialien zum und vom PSI. Eine

letzte Beurteilung betraf den Transport von Brennstoffproben vom KKG zum Institut für Transurane in Karlsruhe (D).

9.4 Transport abgebrannter Brennelemente und verglaster hochaktiver Abfälle

Im Berichtszeitraum fanden 15 Transporte abgebrannter Brennelemente von den schweizerischen Kernkraftwerken statt. Von diesen gingen zwei vom KKG zur Wiederaufarbeitungsanlage der COGEMA in Frankreich und zwei vom KKB zur Wiederaufarbeitungsanlage der BNFL in England, alle vier mit der Bahn. Elf Transporte abgebrannter Brennelemente erfolgten auf der Strasse zur Zwischenlagerung im ZZL (zehn vom KKM, einer vom KKL). Anlässlich ihrer Inspektionen stellte die HSK fest, dass bei allen durchgeführten Brennelement-Transporten die gefahrgutrechtlichen Grenzwerte und die Strahlenschutzvorgaben eingehalten wurden.

Ordnungsgemäße Verankerung und Kennzeichnung des Schwertransports eines Stahlbehälters mit radioaktiven Abfällen aus dem ehemaligen Versuchsatomkraftwerk Lucens.

Foto: HSK



Im September 2003 erfolgte eine Rückführung von verglasten hochaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitungsanlage der COGEMA. Der Transportbehälter wurde an der Umladestation der ZWILAG vom Bahnwagen auf ein spezielles Transportfahrzeug der ZWILAG umgeladen und anschliessend zum Betriebsareal der ZWILAG transportiert. Auch bei diesem Transport wurden keine Überschreitungen der gefahrgutrechtlichen Grenzwerte festgestellt.

9.5 Transport von Stilllegungsabfällen des Versuchsatomkraftwerkes Lucens

Zwischen dem 18. und 25. September 2003 fanden sechs Transporte mit Stilllegungsabfällen des Versuchsatomkraftwerkes Lucens (VAKL) vom Werksareal des VAKL zum ZZL der ZWILAG statt. Die transportierten Versandstücke waren die sechs Behälter, welche seit 1972 am Standort Lucens gelagert worden waren. Alle Transporte erfolgten auf der Strasse unter einer von der HSK erteilten Beförderungsgenehmigung. Die geschätzte Gesamtaktivität aller Transporte lag bei rund 6 TBq, wobei ca. 5 TBq auf einen Behälter entfallen, der die Brennstoffreste (ca. 55 kg) enthält.

Die Transporte wurden von allen Beteiligten (Versender, Empfänger, Beförderer und Transportkoordinator) gut vorbereitet und ohne Überschreitung der gefahrgutrechtlichen Grenzwerte durchgeführt. Die HSK hat die Transporte im Rahmen von Inspektionen intensiv begleitet. Die dabei festgestellten geringfügigen Abweichungen hatten keine sicherheitstechnische Bedeutung.

9.6 Inspektionen und Audits

Bei der Beförderung radioaktiver Stoffe müssen zur Sicherheit des Transportpersonals und der Bevölkerung die Strahlenschutz- und Transportvorschriften eingehalten werden. Die Qualitätssicherungsprogramme der Konstrukteure und Hersteller von Verpackungen sowie jene der Spediteure, Versender, Beförderer und Empfänger von radioaktiven Stoffen sollen die Einhaltung der Vorschriften sicherstellen.

Alle schweizerischen Kernkraftwerke, das ZZL und das PSI verfügen über Qualitätssicherungsprogramme für den Transport radioaktiver Stoffe, die von der HSK anerkannt bzw. von ei-

ner akkreditierten Stelle zertifiziert wurden. Zur Aufrechterhaltung bzw. Erneuerung der Anerkennung werden in diesen Kernanlagen periodisch Audits durchgeführt. Im Berichtsjahr waren keine solchen Audits fällig.

Neben den Kontrollen der Transporte abgebrannter Brennelemente inspizierte die HSK im Berichtsjahr ebenfalls mehrere Antransporte von frischen Brennelementen zu den Kernkraftwerken sowie Transporte von radioaktiven Abfällen und übrigen radioaktiven Stoffen von und zu den schweizerischen Kernanlagen. In Bezug auf Kontamination und Dosisleistung war nur in einem Fall eine Überschreitung von Grenzwerten zu verzeichnen: Bei einem vom KKL zum ZZL durchgeführten Transport von Abfällen kam es zu einer Überschreitung der maximal zulässigen Dosisleistung an der schwer zugänglichen Fahrzeugunterseite um einen Faktor 1,7. Es bestand zu keiner Zeit eine Gefährdung für Personen und die Umwelt. Die HSK hat dieses Ereignis gemäss der Richtlinie HSK-R-15⁶ klassiert (vgl. Kap. 4.2.1).

9.7 Ausbildung und Information

Zum 13. Mal fand im November 2003 ein Kurs für Personen statt, die in ihren Betrieben für den Versand radioaktiver Stoffe verantwortlich sind. Dieser fünftägige Kurs wurde an der Schule für Strahlenschutz am Paul Scherrer Institut (PSI) abgehalten. Am Kurs wirkte die HSK mit Lehrkräften mit.

⁶ Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken vom Dezember 1999, HSK-R-15

10. GEOLOGISCHE TIEFENLAGERUNG RADIOAKTIVER ABFÄLLE

10.1 Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle

Nach einer breit angelegten Standortevaluierung mit einer schrittweisen Einengung auf zuletzt vier mögliche Standorte wählte die Nagra 1993 den Standort Wellenberg im Kanton Nidwalden für die Realisierung eines Endlagers für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) aus. Diese Wahl wurde von den Behörden nachvollzogen und gutgeheissen. Im Jahre 1994 wurde die Genossenschaft für Nukleare Entsorgung Wellenberg (GNW) gegründet, die das Rahmenbewilligungsgesuch einreichte. Die HSK erstellte dazu ein Gutachten, worin sie die weitere Untersuchung dieses Standortes befürwortete. Als Erstes sollte ein Sondierstollen gebaut werden, damit die Eignung des Gesteins untertage bestätigt werden könnte.

Die weitere Realisierung des Projekts wurde 1995 durch die Ablehnung der erforderlichen Konzession des Kantons Nidwalden an die GNW

für die Benützung des Untergrundes blockiert. Das Rahmenbewilligungsverfahren wurde daraufhin 1997 vom UVEK sistiert. Im März 2000 fanden zwischen dem Vorsteher des UVEK und der Nidwaldner Regierung Gespräche statt, worin die Bedingungen für die Weiterführung des Projekts und ein Zeitplan für die nächsten Schritte bis zum Bau eines Sondierstollens vereinbart wurden. Im Dezember 2000 sprachen sich die vom Kanton Nidwalden eingesetzte Kantonale Fachgruppe Wellenberg und der politische Koordinationsausschuss für die Zulassung eines erneuten Konzessionsgesuches aus. Die GNW reichte das Gesuch um eine Konzession für die Benützung des Untergrundes zum Bau eines Sondierstollens am Wellenberg im Januar 2001 dem Kanton Nidwalden ein. Im September 2001 erteilte der Regierungsrat des Kantons Nidwalden die Konzession und wies die erhobenen Einsprachen ab. Der Beschluss des Regierungsrats wurde aber am 22. September 2002 in einer kantonalen Volksabstimmung abgelehnt. Der Standort Wellenberg wurde daraufhin für die Realisierung des SMA-Lagers aufgegeben.

Die GNW hat nach der Volksabstimmung die Projektarbeiten bis auf notwendige abschliessende Tätigkeiten eingestellt. Die in der Standortregion installierten Beobachtungseinrichtungen wurden sukzessive abgebaut. Die tiefen Bohrlöcher wurden im Jahr 2003 unter Aufsicht der HSK mit Spezialbeton verfüllt und die Bohrplätze entweder rekultiviert oder in einen mit den Grundstückseigentümern vereinbarten Zustand zwecks anderweitiger Verwendung überführt. Einige der untiefen Piezometerbohrungen wurden dem Kanton zum weiteren Betrieb übergeben. Die Liquidation der Genossenschaft GNW wurde im August 2003 im Schweizerischen Handelsamtsblatt angekündigt und die Liquidationsschlussbilanz auf den 30. November 2003 erstellt.

Mit der Aufgabe des möglichen Standortes Wellenberg wird die Realisierung eines geologischen Tiefenlagers für SMA um viele Jahre verzögert. Es muss ein neues Auswahlverfahren für einen geeigneten Standort durchgeführt

Im Felslabor Mont Terri (Kt. JU) werden Eigenschaften des Opalinustons untersucht.

Foto: Nagra



werden. Die drei früher evaluierten Standorte Bois de la Glaive, Oberbauenstock und Piz Pian Grand stehen heute aus verschiedenen Gründen nicht mehr zur Diskussion. Das neue Auswahlverfahren soll den heutigen Anforderungen an ein solches Verfahren genügen; insbesondere sollen die betroffenen Kantone und Gemeinden frühzeitig in das Verfahren einbezogen werden. Als übergeordnetes Ziel gilt auch beim neuen Auswahlverfahren die langfristige Sicherheit von Mensch und Umwelt. Das neue, am 21. März 2003 vom Parlament verabschiedete Kernenergiegesetz legt weiterhin den Abfallversursachern, also in erster Linie den Betreibern der Kernkraftwerke, die Pflicht zur Entsorgung auf. Im Auftrag der Betreiber ist die Nagra für die Vorbereitung dieser Tätigkeit, d.h. auch für die erneute Standortsuche, verantwortlich.

10.2 Lager für hochaktive Abfälle, vorbereitende Handlungen

10.2.1 Entsorgungsnachweis

Im Vordergrund der Arbeiten hinsichtlich der geologischen Tiefenlagerung der hochaktiven Abfälle stand im Jahre 2003 die Überprüfung des Entsorgungsnachweises. Dieser Nachweis beruht auf dem Bundesbeschluss zum Atomgesetz von 1978, wo festgehalten wird, dass eine Rahmenbewilligung für Kernkraftwerke nur erteilt wird, wenn die dauernde sichere Entsorgung und Endlagerung der radioaktiven Abfälle gewährleistet ist. Der Nachweis muss für hochaktive (HAA) und langlebige mittelaktive Abfälle (LMA) noch vervollständigt werden.

Ein entsprechendes Projekt wurde von der Nagra Ende 2002 eingereicht. Es bezieht sich auf ein Modellager im Zürcher Weinland. Als Wirtgestein dient der Opalinuston, der in diesem Gebiet eine rund 110 m mächtige Schicht bildet. Der Entsorgungsnachweis beinhaltet drei Teilnachweise:

- Der *Sicherheitsnachweis* muss zeigen, dass im gewählten Wirtgestein, mit den auf Grund von Sondierbefunden nachgewiesenen geologischen und hydrogeologischen Eigenschaften und mit den technischen Barrieren, die Langzeitsicherheit des Endlagers gewährleistet ist.
- Der *Standortnachweis* muss auf Grund dokumentierter Untersuchungsergebnisse zeigen, dass mit grosser Wahrscheinlichkeit ein genügend grosser Wirtgesteinskörper mit den im Sicherheitsnachweis verwendeten Eigen-

schaften existiert, sodass die Realisierung eines Endlagers im besagten Standortgebiet mit Aussicht auf Erfolg in Angriff genommen werden könnte.

- Der *Machbarkeitsnachweis* muss zeigen, dass im gewählten Wirtgestein ein Endlager unter Einhaltung der Sicherheitsvorschriften mit den heute vorhandenen technischen Mitteln gebaut, betrieben und langfristig sicher verschlossen werden kann.

Die Arbeiten der Nagra konzentrierten sich zu Beginn des Jahres auf die Fertigstellung und Veröffentlichung der Berichte zum Entsorgungsnachweis. Ende April 2003 waren die drei Hauptberichte, die die Zusammenfassung der umfangreichen Dokumentation der Untersuchungen bilden, in gedruckter Form erhältlich. Es sind dies:

- NTB 02-02: Konzept für die Anlage und den Betrieb eines geologischen Tiefenlagers
- NTB 02-03: Synthese der geowissenschaftlichen Untersuchungsergebnisse
- NTB 02-05: Safety Report (Sicherheitsbericht, in Englisch).

Die HSK unterzieht die Projektunterlagen einer eingehenden Prüfung. Dabei wird der Entsorgungsnachweis anhand der im Voraus festgelegten Beurteilungskriterien bewertet. Hinsichtlich der erdwissenschaftlichen Fragestellungen lässt sich die HSK durch die Kommission Nukleare Entsorgung (KNE) unterstützen. Nach einer ersten Kenntnisnahme der Berichte formulierte die HSK Aufträge an zahlreiche Experten, die Teilaspekte des Nachweises überprüfen. Die Arbeiten dieser Experten begannen in der zweiten Jahreshälfte. Die technische Überprüfung des Entsorgungsnachweises soll Ende 2004 abgeschlossen sein.

Zusätzlich zur Überprüfung durch die zuständigen Bundesstellen führt auf Anfrage des BFE eine von der Nuklearenergie Agentur (NEA) der OECD zusammengestellte Gruppe von neun anerkannten Experten zusätzlich eine Prüfung der Sicherheitsanalyse zum Entsorgungsnachweis durch. Die Experten stammen aus europäischen Ländern sowie aus Australien und Kanada. An einem ersten Treffen, das vom 30. Juni bis 2. Juli 2003 in Wettingen stattfand, hat die Nagra das Projekt vorgestellt und die HSK die zu überprüfenden Aspekte präzisiert. Zu den abgegebenen Unterlagen stellten die Experten über 400 Klärungsfragen, die von der Nagra beantwortet wurden. Am zweiten Treffen, das vom 23. bis 28. November 2003 ebenfalls in Wettingen stattfand, wurden die verblei-

benden Fragestellungen besprochen. Am letzten Tag des Treffens hat die Expertengruppe zur überprüften Sicherheitsanalyse eine sehr gute Beurteilung mündlich abgegeben. Der Bericht der Expertengruppe wird im Frühjahr 2004 veröffentlicht. Die HSK begleitete die Arbeiten der Expertengruppe.

10.2.2 Sondierbohrung Benken

In der Sondierbohrung Benken wurden die hydraulischen Langzeitmessungen weitergeführt. Am 22. Januar 2003 traf sich die Koordinationskommission Benken, die die Bohrarbeiten begleitete, zu ihrer vorläufig letzten Sitzung. Sie verabschiedete ihren Schlussbericht zu den Arbeiten der Nagra und bestätigte insbesondere auch die Einhaltung der in der Bewilligung vom 15. Mai 1996 gemachten Auflagen soweit diese nicht die spätere Verfüllung oder Versiegelung der Bohrung betreffen.

Die drei Gemeinden Marthalen, Benken und Trüllikon schlossen sich mit der Planungsgruppe Zürcher Weinland zum «Forum Opalinus» zusammen. Das «Forum Opalinus» soll die Interessen der Region hinsichtlich einer allfälligen geologischen Tiefenlagerung wahrnehmen und als Anlaufstelle für die Bevölkerung dienen. Es soll Fragen aus der Bevölkerung aufnehmen und kompetent beantworten lassen.

10.2.3 Öffentlichkeitsarbeit

Anlässlich einer Medienkonferenz der Umweltverbände «Igel» und «Bedenken» am 18. Februar 2003 wurden der Nagra und den Aufsichtsbehörden unterstellt, dass Angaben über Verluste von Bohrspülung in den untersuchten Opalinuston bei der Abteufung der Sondierbohrung Benken verschwiegen worden seien. In einem Bericht des Öko-Instituts Darmstadt wurde dieser Vorwurf, neben anderen angeblichen Mängeln hinsichtlich der Standortdaten, aufgebracht. Zur Klärung der Sachverhalte organisierte die HSK zwei Aussprachen, an denen Fachleute der beteiligten oder interessierten Organisationen (Koordinationskommission Benken, Kanton Zürich und Schaffhausen, Bürgerinitiative «Bedenken», Öko-Institut Darmstadt, Kommission Nukleare Entsorgung und Nagra) teilnahmen. Die Aussprachen ergaben, dass zahlreiche Aussagen im Bericht des Öko-Instituts nicht korrekt sind, insbesondere wurde eindeutig gezeigt, dass keine Spülungsverluste in den Opalinuston aufgetreten sind. Die HSK hat die Resultate der Aussprachen in einer Aktennotiz festgehalten und die Öffentlichkeit darüber informiert (Me-

dienmitteilungen vom 8. Mai und vom 6. August 2003). Daraufhin hatte das Öko-Institut zunächst eine Überarbeitung des Berichts in Aussicht gestellt; im Januar 2004 hat es aber die Arbeiten eingestellt: Die Beanstandungen zu den Spülungsverlusten und den Standortdaten hatten sich als gegenstandslos erwiesen.

Am 17. März 2003 fand eine Orientierungsveranstaltung des deutschen Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) für Vertreter der grenznahen deutschen Gemeinden und Landkreise in Jestetten (Baden Württemberg) statt. Im Mittelpunkt stand dabei die von Vertretern des deutschen Arbeitskreises Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) vorgestellte Stellungnahme zum Auswahlverfahren, das 1993 zur Wahl des Zürcher Weinlands als Sondierregion und des Opalinustons als potenzielles Wirtgestein führte. Der AkEnd stellt fest, dass das Auswahlverfahren die Anforderungen erfüllt, die damals international an ein solches Verfahren gestellt wurden. Die unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit getroffene Wahl des Opalinustons im Zürcher Weinland sei gerechtfertigt. Der Vorwurf, die Grenznähe sei Antrieb für die Auswahl gewesen, muss nach Ansicht des AkEnd zurückgewiesen werden. Die Stellungnahme macht jedoch keine Aussagen zur Eignung des Standortes. Das BMU distanzierte sich von der Stellungnahme des AkEnd. Die HSK hatte bereits im November 2002 eine eigene Beurteilung zum Auswahlverfahren und zur Stellungnahme des AkEnd erarbeitet (HSK 23/74) und im Frühjahr 2003 veröffentlicht.

Am 6. Juni 2003 wurden in Marthalen rund hundert Behördenmitglieder der Kantone Zürich, Schaffhausen, Thurgau und Aargau sowie der angrenzenden deutschen Gemeinden, der Landkreise und des Landes Baden-Württemberg durch BFE, HSK und Nagra über den Fortschritt der Arbeiten und über die politischen Aktionen informiert. Im Zentrum der Veranstaltung standen das Auswahlverfahren und die Überprüfung des Entsorgungsnachweises. Weiter kündigte das BFE den Einsatz von drei Gremien an, die den Einbezug der schweizerischen und deutschen Behörden gewährleisten sollen: Ein Ausschuss bestehend aus Regierungsvertretern der betroffenen Kantone sowie des Bundeslandes Baden-Württemberg soll die politischen Aspekte um den Entsorgungsnachweis behandeln. Weiter wird ein technisches Forum unter der Leitung der HSK aufgebaut, in welchem Fachleute der Kantone und des

Bundeslandes Baden-Württemberg technische Fragen und Anregungen aus der Öffentlichkeit entgegennehmen und diskutieren sollen. Schliesslich wird die Arbeitsgruppe Information und Koordination die Öffentlichkeitsarbeit koordinieren. Die Arbeitsgruppe Information und Koordination hat im Jahre 2003 mehrere Sitzungen abgehalten. Das technische Forum hat zweimal getagt; es betreibt eine eigene Internetseite unter www.technischesforum.ch.

Am 25. Oktober 2003 veranstaltete die Baudirektion des Kantons Zürich in Zusammenarbeit mit dem Bundesamt für Energie in Trüllikon eine Informationsveranstaltung für die Bevölkerung. Neben den kantonalen (ZH, SH, TG und AG) und süddeutschen Stellen, den Sicherheitsbehörden und -kommissionen (HSK, KSA, KNE) und der Nagra beteiligten sich auch das «Forum Opalinus» und die Organisation «Kein Leben mit atomaren Abfällen», KLAR. Die Veranstaltung wurde gut besucht und auch in der Presse rege kommentiert.

10.2.4 Felslabors

Neben den Anstrengungen zur politischen Förderung der geologischen Tiefenlagerung und zur Öffentlichkeitsarbeit wurden die wissenschaftlichen und technischen Untersuchungen weitergeführt. In den Felslabors Mont Terri JU und Grimsel BE wurden grosse Anstrengungen gemacht, die Projekte durch weitere Daten noch besser abzustützen.

Im Felslabor Mont Terri werden die Eigenschaften des Opalinustons untersucht. Diese Arbeiten ergänzen die im Zürcher Weinland gewonnenen regionalen geologischen Kenntnisse mit in situ gemessenen Gesteinseigenschaften. Das Mont-Terri-Projekt umfasst heute zwölf Partnerorganisationen aus sechs Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien und Japan). Die HSK ist als Partner im Sommer 2003 dem Mont-Terri-Projekt beigetreten. Zusammen mit externen Experten will sie dabei Modelle und Rechenwerkzeuge an konkreten Datensätzen validieren, die im Felslabor gewonnen werden. Solche Modelle und Werkzeuge werden für die unabhängige Überprüfung von vorgelegten Projekten hinsichtlich der geologischen Tiefenlagerung verwendet.

Die wichtigsten Aktivitäten im Felslabor Mont Terri im Berichtsjahr können wie folgt zusammengefasst werden: Im Mai wurde anlässlich einer Sitzung aller Partnerorganisationen die Ausarbeitung eines neuen Forschungsprogrammes abgeschlossen. Der Regierungsrat

des Kantons Jura hat der Durchführung des Programms zugestimmt. Das langfristige Programm umfasst insgesamt 22 neue Experimente, die in den nächsten fünf bis zehn Jahren durchgeführt werden sollen. In Zusammenarbeit mit der Ingenieurgeologie der ETH-Zürich hat die HSK ein Experiment gestartet, das die Untersuchung, Charakterisierung und Modellierung der Kluftbildung in der Auflockerungszone, die beim Ausbruch der Stollen infolge der Spannungsumlagerungen im umgebenden Gebirge entsteht, zum Ziel hat. Zur Erweiterung des Felslabors wurden neue Nischen ausgebrochen. Es wurde auch bereits die Startnische für eine zukünftige weitere Galerie erstellt.

Auch im Felslabor Grimsel gingen die Forschungsarbeiten weiter. Die Experimente betreffen unter anderem das In-situ-Verhalten von technischen Barrieren und das Migrationsverhalten von Radionukliden unter endlagerähnlichen Bedingungen.

In Verbindung mit dem Felslabor Grimsel wurde am 4. Mai 2003 die «ITC School of Underground Waste Storage and Disposal» gegründet. Es handelt sich um ein internationales Trainingszentrum für die Aus- und Weiterbildung auf dem Gebiet der geologischen Tiefenlagerung. Es bezweckt den Erhalt und die Weitergabe von Kenntnissen und Know-how auf dem Gebiet der Endlagertechnik. Die HSK hat die Gründung des ITC unterstützt; mittlerweile sind mehr als 40 Organisationen aus dem Inland und dem Ausland beteiligt. Ein erstes Kursprogramm wurde im Herbst 2003 angeboten, das einen sehr guten Anklang fand. Auch die IAEA hat vom Kursangebot Gebrauch gemacht.

Die HSK ist die zuständige Behörde für die Erteilung der strahlenschutzrechtlichen Bewilligungen für Versuche mit radioaktiven Stoffen und für die Aufsicht über solche Versuche. Im Oktober 2003 hat sie eine Bewilligung für den Einsatz von Radionukliden zur Kalibrierung einer neuen Messeinrichtung im Felslabor Grimsel erteilt. Im September sowie im November 2003 hat sie die Durchführung, ebenfalls im Felslabor Grimsel, von Tracerversuchen mit kurzlebigen Radionuklidgemischen im Rahmen eines Experimentes zur Untersuchung des Einflusses von Zementwasser auf die Sorption von Nukliden im Gestein bewilligt. In diesem Zusammenhang hat die HSK zwei Inspektionen im Felslabor durchgeführt, die Übereinstimmung mit den Vorgaben zeigten. Die Aufsichtsbehörden der Kantone werden jeweils über die Bewilligung und die Durchführung solcher Versuche informiert.

11. LEHRREICHE VORKOMMNISSSE IN AUSLÄNDISCHEN KERNANLAGEN

Die im Jahre 2003 gemeldeten Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen erforderten keine sofortigen Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit in den Schweizer Kernanlagen.

Im Folgenden werden einige wichtige sicherheitsrelevante Vorkommnisse erwähnt, die im Sinne der Vorsorge zur Verbesserung der Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen beitragen können. Nachfolgend wird zuerst kurz beschrieben, wie der internationale Erfahrungsaustausch erfolgt.

11.1 Informationsquellen für Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Die wichtigste Informationsquelle für ausländische Vorkommnisse ist das «Advanced Incident Reporting System» (AIRS) der IAEA. An diesem System sind alle nuklearen Aufsichtsbehörden angeschlossen. Auf der Betreiberseite existiert eine eigene Organisation, die «World Association of Nuclear Operators» (WANO), welche ihre Mitglieder weltweit über Vorkommnisse informiert. Zudem sind die Betreiber in Vereinigungen der Anlagehersteller (Owners Groups) und in übergeordneten Vereinigungen (z.B. Vereinigung der Grosskraftwerksbetreiber VGB in Europa) angeschlossen und beziehen von dort Informationen über Vorkommnisse bzw. sie lassen dort Analysen über Vorkommnisse erstellen.

Gemeinsames Ziel all dieser Aktivitäten im internationalen Austausch von Betriebserfahrungen ist es, von Vorkommnissen in anderen Anlagen zu lernen und damit die Sicherheit und Verfügbarkeit der eigenen Anlagen zu erhöhen.

Zur Auswertung der Vorkommnisse in anderen Anlagen haben die Betreiber im Rahmen ihrer Managementsysteme Prozesse festgelegt, die intern periodisch auf ihre Wirksamkeit überprüft werden. Zudem überprüft die HSK, wie die Schweizer Kernanlagen die Lehren aus Vorkommnissen in fremden Anlagen ziehen und umsetzen. Die Betreiber der Kernanlagen ihrer-

seits erstatten der HSK Bericht über diejenigen ausländischen Vorkommnisse, die detailliert untersucht wurden.

Ausländische Vorkommnisse werden auch von der HSK systematisch analysiert. Erachtet die HSK ein gemeldetes ausländisches Vorkommnis für die Sicherheit einer oder mehrerer Schweizer Kernanlagen als bedeutsam, dann wird von den Betreibern eine entsprechende Untersuchung mit detaillierter Berichterstattung verlangt.

Die Wirksamkeit der gegenseitigen Information über Vorkommnisse und deren Auswertung lässt sich an der Anzahl tatsächlich aufgetretener Störungen in schweizerischen Anlagen mit vergleichbarer Ursache wie in fremden Anlagen messen. Diese Anzahl ist in der Schweiz erfahrungsgemäss sehr klein.

Die Vorgehensweise, dass Aufsichtsbehörde und Betreiber unabhängig voneinander Vorkommnisse in Kernanlagen auf weltweiter Basis auswerten, auf Relevanz für schweizerische Kernkraftwerke prüfen und gegebenenfalls Massnahmen ableiten, stellt einen wichtigen Beitrag zur weiteren Verbesserung der nuklearen Sicherheit dar.

11.2 Zerstörung bestrahlter Brennelemente durch mangelhafte Reinigungsvorrichtung

Im April 2003 trat in einem ungarischen Kernkraftwerk ein Störfall auf, der nach den Kriterien der International Nuclear Event Scale (INES) als INES 3 eingestuft wurde. Nach Reinigungsarbeiten an Brennelementen (BE) in einer speziellen Reinigungsvorrichtung traten radioaktive Edelgase ins Reaktorgebäude aus, und ein Teil der Edelgase wurde in die Umgebung freigesetzt. Bei einer Inspektion der Reinigungsvorrichtung und der darin enthaltenen BE stellte sich heraus, dass der obere Teil der BE stark beschädigt und teilweise völlig zerstört war.

Die Reinigungsarbeiten an den BE waren erforderlich geworden, weil nach vorhergehen-

den Dekontaminationsarbeiten am Primärkreis festgestellt wurde, dass sich Magnetit von den Oberflächen der Dampferzeuger-Heizrohre gelöst hatte und sich an den Brennstäben ablagerte. Dies reduzierte den Wärmeübergang an den Brennstäben und erschwerte den Leistungsbetrieb. Zur Entfernung solcher Magnetit-Ablagerungen wurde von einer im Nuklearbereich anerkannten Servicefirma ein Reinigungsverfahren entwickelt und mehrere Jahre erfolgreich angewendet. Die Reinigungseinrichtung in Form eines speziellen Tankes, der im BE-Lagerbecken des Kernkraftwerks aufgestellt werden kann, gestattete jedoch lediglich die gleichzeitige Reinigung von maximal sieben BE. Zur Beschleunigung des Reinigungsprozesses wurde ein ähnliches System hergestellt, das die gleichzeitige Reinigung von bis zu 30 BE erlaubt. Die Erprobung dieses Systems bei der Servicefirma war erfolgreich. Nach Genehmigung von Betreiber und Behörde wurde die Reinigungseinrichtung im BE-Lagerbecken installiert, und mehrere Reinigungsvorgänge wurden vorerst erfolgreich durchgeführt.

Auch die vierte Charge war schon erfolgreich gereinigt und sollte entladen werden. Der dazu erforderliche Gebäudekran stand allerdings für mehrere Stunden nicht zur Verfügung, sodass das System in einen speziellen Kühlmodus (in der Folge als «Modus B» bezeichnet) geschaltet wurde. Nach etwa fünf Stunden Kühlbetrieb im Modus B wurde hohe Kr-85-Aktivität im Reinigungssystem bemerkt sowie der Alarmgrenzwert für Edelgasaktivität im Reaktorgebäude erreicht. Die Edelgasaktivität im Abluftkamin des Kraftwerks war ebenfalls stark angestiegen, worauf die Behörde informiert wurde. Beim nachfolgenden Öffnen des Deckels der Reinigungseinrichtung entwich eine grosse Gasblase, und die Dosisleistung stieg stark an. Eine Inspektion mit einer Videokamera zeigte, dass der obere Teil der 30 BE beschädigt bzw. teilweise völlig zerstört war. Daraufhin wurde im KKW und bei der Behörde der Notfall ausgelöst. Letztere informierte die IAEA und die Nachbarländer und stufte das Vorkommnis – ursprünglich als INES 2 klassiert – auf Grund des zerstörten Brennstoffs nun als INES 3 ein.

Zur Ermittlung der Ursachen des Vorkommnisses wurden umfangreiche Analysen durchgeführt. Die Ursachenuntersuchungen umfassten den Verantwortungsbereich von Lieferant, Kraftwerksbetreiber und Behörde. Zudem wurde eine zusätzliche unabhängige Untersuchung durch Experten der IAEA veranlasst.

Parallel dazu gab der Direktor der ungarischen Aufsichtsbehörde eine weitere unabhängige Expertenuntersuchung über die Angemessenheit der Aufsichtsaktivitäten seiner Behörde bezüglich dieses Vorkommnisses in Auftrag. Wichtige Grundlage bei den Untersuchungen war die Frage, in welchem Umfang Forderungen der IAEA Nuclear Safety Standards (NUSS) sowie weiterer nukleartechnischer Standards verletzt wurden. Es interessierte auch, weshalb die unabhängigen sicherheitstechnischen Überprüfungen von Lieferant, Betreiber und Behörde die Schwachstellen nicht rechtzeitig erkannt und beseitigt hatten. Die Untersuchungen zeigten folgende Schwachstellen auf:

- Das Kühlsystem war für die Betriebsart «Modus B» unzureichend ausgelegt. Eine ausreichende Kühlung von BE mit hoher Nachzerfallsleistung war in diesem Modus nur für etwa zwei Stunden gewährleistet. Bei länger andauerndem Betrieb im «Modus B» trat eine Dampfbildung auf, die zur Überhitzung und Beschädigung der BE im oberen Bereich führte. Der Nachweis der ausreichenden Kühlung wurde vom Hersteller nur für den Normalbetrieb (keine längere Wartezeit im «Modus B») erbracht.
- Die Überwachung der BE-Kühlung war nicht ausreichend instrumentiert. Der Reinigungstank hatte keine Temperaturüberwachung im oberen Bereich, sodass keine Indikatoren für Dampfproduktion und unzureichende Kühlung vorlagen. Eine kleine Entlüftungsleitung führte zwar Dampf ab, da sie aber unter dem Wasserspiegel des BE-Beckens mündete, konnte der austretende Dampf vom Beckenrand aus nicht bemerkt werden.
- Die BE-Reinigung wurde ausschliesslich durch Personal der Servicefirma ausgeführt mit Fokussierung auf den raschen Fortschritt des Reinigungsprozesses. Dieses Personal war sich der Risiken bei mangelnder Kühlung der BE auf Grund der bisher vorliegenden positiven Betriebserfahrung nicht bewusst. Nach Übernahme der Notfalleitung durch den Betriebsingenieur des KKW musste mangels ausreichender Kenntnisse der Beteiligten über das Verfahren situativ entschieden werden. Dies erwies sich als ungünstig. Das angeordnete Öffnen des Deckels führte zum Kontakt von Wasser mit den hoch erhitzten Brennstäben, was auf Grund des Thermoschocks zu zusätzlichen Zerstörungen an den Brennstäben führte. Dadurch traten erhebliche Mengen Radioaktivität aus.

Vergleicht man diese Schwachstellen mit den Sicherheitsanforderungen der Nuclear Safety Standards der IAEA, so ergeben sich folgende entscheidende Abweichungen:

- Bei der Auslegung von KKW-Systemen ist die ausreichende Abfuhr der Nachzerfallswärme nicht nur für den Normalbetrieb, sondern auch bei anzunehmenden Betriebsstörungen und Störfällen nachzuweisen. Dabei ist auch eine geeignete Überwachung des Verfahrens durch Messung, Anzeige und Alarmierung von wichtigen Parametern vorzusehen. Zudem müssen Verfahrensanweisungen für das Bedienpersonal zur Vermeidung oder Beherrschung von Störfällen erstellt werden, und das Personal ist entsprechend auszubilden. Dies ist beim vorliegenden Vorkommnis nicht ausreichend erfolgt.
- Die Verantwortung für die sichere Auslegung liegt nach IAEA Safety Standard «Design Requirement» beim Hersteller. Von ihm wird nicht nur die sichere Auslegung verlangt, sondern auch ein Verhalten, welches der Sicherheit höchste Priorität einräumt. Dieser Grundsatz wurde hier verletzt.
- Vom Betreiber verlangt derselbe Standard, dass er die Gesamtverantwortung für den Betrieb eines Systems übernimmt. Dabei muss er sicherstellen, dass Störfallprävention und -beherrschung gemäss den IAEA-Standards behandelt und umgesetzt worden sind und dass das eingesetzte KKW-Personal bezüglich sicherer Prozesskontrolle und Anwendung von Störfallanweisungen geschult wird. Diese Forderung war hier ebenfalls nicht erfüllt.
- Der Aufsichtsbehörde empfehlen, die IAEA Nuclear Safety Standards zu überprüfen, ob die anzuwendenden Safety Standards auch bei konservativen Annahmen eingehalten sind. Im vorliegenden Fall waren Störfälle mit maximalem Freisetzungspotenzial zu analysieren und die entsprechende Ausrichtung des Sicherheitsdispositivs zu überprüfen. Dies wurde nicht gemacht.

Eine solch spezifische Reinigung von Brennelementen hat in der Schweiz noch nie stattgefunden. Ein Einsatz eines Reinigungsverfahrens zur Entfernung von Ablagerungen auf Brennstäben ist zurzeit nicht absehbar. Trotzdem können aus dem Vorkommnis Lehren gezogen werden.

Die schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber haben Qualitätsmanagementsysteme (QM) etabliert, die dem IAEA-NUSS-Standard für QM folgen. Dieser schreibt ein spezifisches Vorge-

hen bei den einzelnen Phasen der Realisierung von sicherheitsrelevanten Projekten vor, das gewährleistet, dass der Sicherheit Vorrang eingeräumt wird. Bei Einhaltung dieses qualitätsgesicherten Prozesses kann ein Vorkommnis, wie es einleitend beschrieben wurde, praktisch ausgeschlossen werden.

In der Schweiz müsste eine solche ausserordentliche Reinigungskampagne für frisch entladene Brennelemente von der HSK freigegeben werden, da derartige Arbeiten eine umfangreiche Strahlenschutzplanung erfordern. Ein Freigabeverfahren für den Einsatz einer mobilen Reinigungseinrichtung für BE ist im Regelwerk der HSK jedoch nicht zwingend vorgeschrieben, da es sich weder um Änderungen an BE noch um Änderungen oder Reparaturen an sicherheitstechnisch klassierten, mechanischen Ausrüstungen handelt. Aus dem Vorkommnis müssen folgende Lehren gezogen werden: Die Anwendung und Einhaltung der Nuclear Safety Standards muss auch bei mobilen, temporär im Kraftwerk eingesetzten Hilfseinrichtungen durch den Kraftwerksbetreiber zwingend überprüft werden – unabhängig von Know-how, Erfahrung und Reputation der ausführenden Servicefirma. Der Betreiber trägt die volle Verantwortung für den sicheren Betrieb der Anlage. Die Behörde muss sich im Rahmen des Freigabeverfahrens vergewissern, dass der Betreiber entsprechende Analysen und Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt hat und dass die Unbedenklichkeit des Verfahrens nachgewiesen ist. Die vorgelegten Nachweise müssen mit hinterfragender Haltung kritisch überprüft werden, und gegebenenfalls sind zusätzliche Untersuchungen zu fordern.

11.3 Unbeabsichtigte Zuschaltung der Sicherheitseinspeisung mit Öffnen der Abblaseventile während des Anfahrens

In einem französischen Druckwasserreaktor (DWR) wurde im Zuge des normalen Wiederanfahrens nach dem BE-Wechsel bei ca. 25–30 bar und 170 °C Primärtemperatur vom Nachkühlsystem auf die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger umgeschaltet. Im weiteren Verlauf des Anfahrens wurden die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen (HD-SES-Pumpen) fehlerhaft zugeschaltet, was zur Einspeisung von Borwasser in den Primärkreis führte mit der Folge, dass der Druck im Primärkreis rasch anstieg. Der

Druck stieg auf 166 bar an, dem Ansprechwert des primärseitigen Sicherheitsventils, worauf Kühlmittel in den dafür vorgesehenen Behälter abgeblasen wurde. Die Operateure erkannten die fehlerhafte Zuschaltung der HD-SES-Pumpen und betätigten die Rücksetzung des entsprechenden Einspeisesignals. Weitere zur Druckabsenkung und Normalisierung der Anlage erforderliche Operateureingriffe wurden nicht nach den Vorgaben der Störfallvorschriften durchgeführt. Dies führte beim Unterschreiten eines Druckwertes von 118 bar zur wiederholten Zuschaltung der HD-SES-Pumpen mit der Konsequenz, dass wiederum eine grössere Menge an Primärkühlmittel in den Abblasebehälter abgegeben wurde. Die dadurch verursachte Überlastung führte zum Bruch der Berstscheibe des Abblasebehälters und zur Freisetzung von radioaktivem Kühlmittel ins Containment. Beim Störfall wurde keine Aktivität an die Umgebung abgegeben.

Der Störfall wurde durch Fehlhandlungen von Operateuren und durch Nichtbeachtung von Betriebsvorschriften ausgelöst. Im Falle der ersten fehlerhaften Zuschaltung der HD-SES-Pumpen wurde die bei dem herrschenden niedrigen Primärkreisdruck vorschriftsgemäss erforderliche Blockierung der Sicherheitseinspeisung fälschlicherweise durch einen Operateur aufgehoben. Zur Druckabsenkung und Normalisierung des Anlagenzustandes nach der Drucktransiente wurden die Störfallvorschriften zwar konsultiert, eine wichtige Schalthandlung wurde aber nicht gemäss Betriebshandbuch ausgeführt, was zum erneuten Zuschalten der HD-SES-Pumpen führte.

Das Vorkommnis zeigt, dass beim Anfahren von DWR Anlagenzustände auftreten, die auf fehlerhafte Eingriffe von Operateuren empfindlich sind. Normalerweise sind die Schalthandlungen zum Anfahren der Anlage unproblematisch, da für deren Ausführung genügend Zeit zur Verfügung steht. Der Betreiber wird die Fehlerursachen noch im Detail abklären. Die Aufsichtsbehörde führte zu diesem Vorkommnis eine Inspektion durch, um den Störfallablauf unabhängig verifizieren zu können. Erste Ergebnisse zeigten, dass die Operateurfehlhandlungen und Abweichungen von den Betriebsvorschriften auf ergonomische und organisatorische Ursachen zurückzuführen sind.

Bei den in der Schweiz eingesetzten DWR ist beim Abfahren ebenfalls ab einem bestimmten Zeitpunkt die Sicherheitseinspeisung zu blockieren bzw. beim Anfahren wieder zu de-

blockieren. Die Auslegung der Schweizer Anlagen besitzt jedoch den entscheidenden Unterschied, dass der Maximaldruck der HD-SES-Pumpen nur ca. 110 bar beträgt, d.h. der zum Öffnen der Sicherheits- und Abblaseventile notwendige Druck kann gar nicht erreicht werden. Ausserdem sind – neben administrativen Regelungen zur Verhinderung einer Fehleinspeisung – noch zusätzliche automatische Schutzvorkehrungen gegen unerwünschte Auslösung einer Fehleinspeisung vorhanden. Zudem wird beim periodischen Simulatortraining dem An- und Abfahren besondere Aufmerksamkeit geschenkt, vor allem auch, weil diese Vorgänge eher selten – meist nur in jährlichem Rhythmus – erfolgen. Vorkommnisse mit menschlichem Fehlverhalten als Ursache können auch in den schweizerischen KKW nicht ausgeschlossen werden. Die HSK sorgt jedoch im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit dafür, dass den Operateuren Betriebsvorschriften zur Verfügung stehen, die modernen ergonomischen Ansprüchen genügen.

11.4 Defekte thermische Schutzhülsen im Speisewassersystem eines Siedewasserreaktors

Thermische Schutzhülsen begrenzen in tragenden Rohrleitungswänden die Belastungen durch Temperaturschocks, wenn plötzlich kaltes Notkühlwasser in eine heisse Leitung eingespeist wird. In einem schwedischen Siedewasserreaktor wurden solche Temperaturschutzhülsen an den Einmündungen der Rohrleitungen von Nachkühl- und Notspeisewassersystem in das Speisewassersystem ausgewechselt. Zweck der Auswechslung war, die Belastungen durch Thermoschocks zu verringern und die Bedingungen für wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen zu verbessern. Es wurde eine in der Nukleartechnik neuartige Konstruktion eingesetzt, die den Einsatz von Stützapfen vorsah, die am Aussenrohr befestigt sind und die die inneren Schutzrohre halten. Die Konstruktion wurde bereits in einem konventionellen thermischen Kraftwerk eingesetzt.

Im Leistungsbetrieb zeigten sich nach einiger Zeit Unterschiede in der Speisewassermenge bzw. in den Druckverhältnissen in den beiden parallelen Strängen des Speisewassersystems. Es wurden Untersuchungen durchgeführt. Die Ursache konnte jedoch nicht ermittelt werden. Es wurde versucht, durch Drosseln von Armaturen und Erhöhung des Pumpendruckes

die Unterschiede zu reduzieren. Dabei wurde selbst von der gemäss Auslegung zulässigen Speisewassermenge abgewichen. Nach einigen Monaten Betrieb stiegen die Unterschiede noch stärker an, sodass die Anlage zur Inspektion der Schutzhülsen abgefahren werden musste. Es zeigte sich, dass die Stützzapfen gebrochen waren, sodass die Schutzrohre ihre Halterung verloren und sich innerhalb der Speisewasserleitung Richtung Reaktor bewegt hatten und dabei Strömungsöffnungen blockierten. Dabei wurden Rohrleitungsteile beschädigt. Bruchstücke der Stützzapfen wurden im Reaktor-druckbehälter gefunden. Als Ursache wurden Ermüdungsbrüche der Stützzapfen ermittelt, die durch hohe Strömungsgeschwindigkeit und dadurch induzierte Vibrationen ausgelöst wurden. Die Wärmeschutzrohre wurden durch eine ähnliche, aber verbesserte Konstruktion ersetzt und beschädigte Rohrleitungsteile ausgetauscht. Das Vorkommnis wurde bezüglich seiner sicherheitstechnischen Bedeutung vorerst als INES 0 eingestuft.

Der Betreiber erstellte zwei Ursachenanalysen, eine bezüglich des Einsatzes der mangelhaft konstruierten Wärmeschutzhülsen und eine zweite über sein eigenes Verhalten bei der Ermittlung der Ursachen der Speisewasserstörungen. Die Aufsichtsbehörde hat diese Berichte überprüft und ergänzende Untersuchungen durchgeführt. Diese Untersuchungen mündeten in Forderungen, die der Betreiber vor dem Wiederanfahren nach dem folgenden BE-Wechsel zu erfüllen hatte:

- Diverse Verfahrensvorschriften des Betreibers, die das Vorgehen bei abnormalen Betriebszuständen, bei Änderungen von Reaktorsystemteilen innerhalb der druckführenden Umschliessung sowie bei unabhängigen Sicherheitsüberprüfungen festlegen, mussten verbessert werden.
- Der Betreiber musste ein Programm zur Verbesserung der Sicherheitskultur und zur Korrektur von Managementschwächen einführen.

Nachträglich wurde das Vorkommnis von der Behörde als INES 1 klassiert, weil im Zuge der Ursachenermittlungen Defizite in der Sicherheitskultur des Betreibers festgestellt wurden. Zusätzlich wurden vom Betreiber noch folgende Massnahmen verlangt:

- Verbesserung der Verfahrensvorschriften für die Beschaffung und Kontrolle von nuklearen Komponenten und für die Behandlung von Abweichungen von behördlichen Vorgaben.

- Schulung des Personals bezüglich der resultierenden Änderungen der Verfahrensvorschriften.

Das Vorkommnis hatte für den Betreiber auch strafrechtliche Konsequenzen. Die schwedische Aufsichtsbehörde erstattete Anzeige, weil nach ihrer Einschätzung gesetzliche und behördliche Vorgaben verletzt wurden.

Die schwedische Aufsichtsbehörde verfolgt eine Aufsichtsphilosophie, die sich von der schweizerischen in gewissen Aspekten grundsätzlich unterscheidet. In Schweden wird dem Element der «prozessorientierten Aufsicht» grosse Bedeutung beigemessen. Dies bedeutet, dass die Behörde primär die Prozesse prüft und inspiziert, die der Betreiber im Rahmen seines Managementsystems etabliert hat. Es wird davon ausgegangen, dass das Produkt eines Prozesses mit hoher Wahrscheinlichkeit gute Qualitätseigenschaften aufweist, wenn der zugrunde liegende Prozess eingehend überprüft wurde. Im vorliegenden Fall hatte die schwedische Aufsichtsbehörde die technische Anlagenänderung nicht im Detail überprüft, da der für das Änderungsverfahren anzuwendende Prozess als bewährt galt.

In der Schweiz sind Änderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten grundsätzlich freigabepflichtig. Dies bedeutet, dass Konzeption, Auslegung, Konstruktion, Herstellung sowie Montage und Inbetriebsetzung von Systemen oder Komponenten in einem mehrstufigen Verfahren von der HSK freigegeben werden müssen. Diese Vorgehensweise mit einer unabhängigen, detaillierten behördlichen Überprüfung bietet Gewähr, dass alle Aspekte der nuklearen Sicherheit berücksichtigt werden. Die HSK wendet in ihrer Aufsichtstätigkeit zwar auch prozessorientierte Elemente an, aber bei wichtigen resp. grösseren Änderungen mit sicherheitstechnischer Relevanz wird in jedem Fall auch das Produkt eines Prozesses begutachtet.

12. REGULATORISCHE SICHERHEITSFORSCHUNG

Nukleare Sicherheit zeichnet sich durch komplexe, technische Fragestellungen aus. Verschiedene Sichtweisen und unterschiedliche Wahrnehmungen von Sicherheit und Risiko, aber auch politische und gesellschaftliche Strömungen erschweren die Situation zusätzlich. Das neue, noch nicht eingeführte Kernenergiegesetz (KEG) verlangt bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie, dass die Kernanlagen dem Stand der Wissenschaft und Technik entsprechen (Artikel 4a KEG). Hierfür fördert der Bund angewandte Forschung insbesondere für die Sicherheit der Kernanlagen und die nukleare Entsorgung (Artikel 86 KEG).

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert die HSK Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben der Aufsicht verfügbar zu machen. Neben nationalen Forschungsprojekten beteiligt sich die Schweiz an internationalen Projekten. Dabei arbeitet sie zusammen mit ausländischen Universitäten und Behörden. So erzielt sie mit dem ihr zur Verfügung stehenden Geld nicht nur gut abgesicherte Ergebnisse und besseres Fachwissen, sondern kann Synergien nutzen und sich seine Attraktivität als Forschungs- und Industriestandort erhalten. Eine wichtige Rolle spielen dabei auch Kosteneffizienz und mittelfristige Planungssicherheit für die Forschungspartner.

Fachgebiete der regulatorischen Sicherheitsforschung

Durch die längeren Betriebszeiten der Kernanlagen werden physikalische Alterung von Komponenten und technologisches Veralten von Methoden und Verfahren immer wichtiger. Insbesondere betroffen sind die Gebiete der Werkstoffe, der Risikoanalyse und der Leittechnik. Weitere Schwerpunkte ergeben sich aus betrieblichen Veränderungen, wie z.B. durch die Einführung höherer Abbrände und MOX-Brennstoffe zur Optimierung der Brennstoffausnutzung. Die regulatorische Sicherheitsforschung konzentriert sich auf folgende Fachgebiete:

Reaktorsicherheit: Wichtige Themen sind mechanische, thermische, chemische und strahleninduzierte Alterung bzw. Versprödung von Werkstoffen sowie Stör- und Unfallforschung. Das Projekt «Risskorrosion in druckführenden ferritischen Komponenten des Primärkreislaufs von Siedewasserreaktoren» (RIKORR II) erforscht Alterungsphänomene bei Siedewasserreaktoren zur Beurteilung der Strukturintegrität des Reaktordruckbehälters. Im Berichtsjahr wurde der Einfluss durch eine kurzzeitige Erhöhung von Chloridanteilen im Primärwasser auf das Spannungsrisskorrosionsverhalten in verschiedenen ferritischen RDB-Stählen beim Betrieb mit Normalwasserchemie (NWC-)Fahrweise untersucht. Beim Projekt «Diagnostik» werden Methoden zur Früherkennung von Materialermüdung in Rohrleitungen aus nicht rostendem Stahl entwickelt. Sowohl Neutronendiffraktions-Experimente als auch magnetische Messungen verdeutlichen, wie stark der Erschöpfungsgrad bzw. die Belastungszyklenzahl den Martensitanteil erhöhen können. In den nächsten Jahren dienen Materialkennlinien zusammen mit Messungen im Kernkraftwerk Beznau der Entwicklung eines thermodynamischen Werkstoffmodells zur deformations-induzierten Martensitbildung in rostfreien austenitischen Stählen.

Das Projekt «Sicherheitsforschung bezüglich Transientenanalyse der Reaktoren in der Schweiz» (STARS) dient der Unterstützung deterministischer Sicherheitsanalysen in Bezug auf das Brennstoff- und Abbrandverhalten. Die Analyse von Parameterunsicherheiten bei hohem Abbrand und Neutronen-Fluenzrechnungen mit Hilfe von Monte-Carlo-Simulationen haben eine bessere Beurteilung thermohydraulischer Fragestellungen ermöglicht.

Seit einigen Jahren beteiligt sich die Schweiz im Rahmen eines Abkommens mit der amerikanischen Sicherheitsbehörde an der Erforschung schwerer Unfälle. Mit dem Projekt «Cooperative Probabilistic Risk Assessment Research» sollen Forschungsergebnisse aus dem Gebiet der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (Risiko durch Abschalten, Brand-PSA, Risikoinformierte Entscheidung und betriebliche Ein-

flussgrößen auf Risiko) ausgetauscht werden. Im Projekt «Cooperative Severe Accident Research» werden analytisch und experimentell das Anlageverhalten bzw. die Wechselwirkung zwischen Kernschmelze, Wasser und Reaktorbehälter erforscht.

Strahlenschutz: Dem Schutz des Personals und der Umgebung von Kernanlagen gegen ionisierende Strahlung, der Optimierung von Freimessungen sowie radiologischen oder sicherheitstechnischen Aspekten der Wasserchemie sind folgende Projekte gewidmet: Im Projekt «Dosimetrie» werden normgerechte Messmethoden weiterentwickelt, um Resultate von Messungen besser vergleichen und nachvollziehen zu können. Unter Einbezug von Kalibrierungen und Vergleichsrechnungen bezüglich Empfindlichkeit und Nachweisgrenzen wurde ein tragbarer Oberflächenkontaminationsmonitor evaluiert. Beim Projekt «Radioanalytik» geht es um die Eichung und Kalibrierung von Messgeräten zur Analyse von Boden- und Wasserproben bei der Umgebungsüberwachung, aber auch zur Überwachung von Personen, die radioaktiven Strahlen ausgesetzt sind. Weiter gibt es noch in der Medizin anzusiedelnde Projekte, u.a. die «Evaluation einer kombinierten Therapie mit tumorvaskulaturspezifischen Reagentien und io-

nisierender Strahlung», welches sich mit der Bildung von Blutgefäßen bzw. mit dem Verhalten von Zellen in deren Umgebung unter Einfluss von radioaktiver Strahlung beschäftigt.

Querschnittsthemen: Auch Fragestellungen ausserhalb des eigentlichen Nuklearbereiches wie z.B. Arbeitssicherheit, menschliche Leistungsfähigkeit, Organisationskultur, Ergonomie, Auswahl von geeignetem Personal, Umgang mit menschlichem Fehlverhalten sind wesentliche Aspekte der Sicherheit der Kernanlagen. Das seit 1958 von 18 Ländern getragene Gemeinschaftsprojekt «OECD Halden Reactor Project» deckt zwei Fachbereiche ab. Im Bereich «Nuclear Safety and Reliability – Fuels and Material» wird die Lebensdauer unterschiedlicher Materialien für Kernkomponenten unter stationären und transienten Bedingungen untersucht. Im zweiten Bereich, «Man Machine Systems Research», werden die Leistungsfähigkeit bzw. Grenzen von Menschen bei der Überwachung und Steuerung komplexer Systeme erforscht. Mit Hilfe des Projektes «Human Reliability Analysis» werden Einflüsse menschlicher Handlungen untersucht. So können Fehlerwahrscheinlichkeiten wirklichkeitsnäher ermittelt und damit die probabilistischen Sicherheitsanalysen verbessert werden.

Die HSK wirkt aktiv bei internationalen Organisationen mit, um die Grundlagen für ihre Aufsicht zu harmonisieren und den Erfahrungsaustausch zu pflegen. Bei der IAEA handelt es sich um Entscheidungsgremien und Arbeitsgruppen, insbesondere um die Kommission für Sicherheitsstandards (CSS – Commission on Safety Standards) sowie die Komitees NUSSC (Nuclear Safety Standards Committee), RASSC (Radiation Safety Standards Committee), TRANSSC (Transport Safety Standards Advisory Committee) und WASSC (Waste Safety Standards Committee).

Bei der OECD/NEA arbeitet die HSK in folgenden Komitees aktiv mit: CNRA (Committee on Nuclear Regulatory Activities), CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations), CRPPH (Committee on Radiation Protection and Public Health) und RWMC (Radioactive Waste Management Committee). Weitere wichtige internationale Vereinigungen, an denen sich die HSK ebenfalls beteiligt, sind die WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association), die NRWG der Europäischen Kommission (Nuclear Regulatory Working Group) und NERS (Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programmes).

Im Jahre 2003 nahmen Mitarbeiter der HSK an zahlreichen internationalen Seminaren und Konferenzen teil. Dadurch konnten auch wichtige Kontakte zu ausländischen Aufsichtsbehörden gepflegt und ausgebaut werden. So waren im Februar Experten der japanischen Behörde NUPEC bei der HSK, um sich über probabilistische Sicherheitsaspekte sowie über das Management bei schweren Unfällen zu informieren. Fünf Mitarbeiter der russischen Aufsichtsbehörde diskutierten mit der HSK über die Fortschritte ihres Qualitätsmanagementsystems, das im Rahmen des von der DEZA finanzierten und von der HSK geleiteten Projektes SWISRUS III entwickelt wird. Zwei ihrer Mitarbeiter konnten 2003 ihre Doktorarbeit im Rahmen des SWISRUS-Projektes fertig stellen. Ebenfalls um Qualitätsmanagement ging es bei dem von der HSK zusammen mit CENS («Center for Nuclear Safety in Eastern Europe») und der IAEA organisierten und im März 2003

in Wien stattgefundenen Workshop «Regulatory Management Systems». Es wurden Empfehlungen ausgearbeitet und die Managementsysteme der Schweiz, von Finnland, Kanada und Ungarn sowie der USA vorgestellt.

Die HSK unterstützt im Rahmen ihrer Osthilfe-Projekte staatliche nukleare Aufsichtsbehörden in Osteuropa bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen und trägt damit indirekt zur Sicherheit der Kernkraftwerke russischer Bauart bei. Um alle technischen Kooperationsprojekte mit den verschiedenen nuklearen Sicherheitsbehörden in Ost- und Mitteleuropa zu bündeln, wurde im Jahre 2002 das Institut CENS, (<http://www.censee.org>) mit Unterstützung der DEZA gegründet. Als regionales Zentrum zur Aus- und Weiterbildung von Mitarbeitenden der nuklearen Kontrollbehörden veranstaltet CENS Workshops und Lehrgänge zur Schulung des Personals auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit.

Die jährliche Hauptsitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) fand vom 29. bis 31. Oktober 2003 in Garching (Deutschland) statt. Neben dem Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in beiden Ländern waren der

Mitglieder der «Commission Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires» (CFS) statteten dem KKW Beznau am 2. Juni 2003 einen Besuch ab.

Foto: KKB



Notfallschutz für die Bevölkerung in der Umgebung der grenznahen Kernanlagen, die aktuellen organisatorischen Änderungen bei Behörden und Betreibern in Baden-Württemberg, die Konsequenzen des neuen schweizerischen Kernenergiegesetzes sowie die laufenden Arbeiten zum Entsorgungsnachweis in der Schweiz die wichtigsten Diskussionsthemen.

Die Delegationen der Schweiz und Österreichs haben Informationen über Bewilligungsverfahren, insbesondere über den Bewilligungsstand von KKB 2, ZWILAG und des Nasslagers in Gösgen ausgetauscht. Weiter wurde über Erfahrungen mit dem Betrieb der Kernanlagen informiert. Die Dosen des Personals sowie die Anzahl der meldepflichtigen Vorkommnisse wurden mitgeteilt. Von besonderem Interesse waren die Informationen zum Rückbau von Kernanlagen (DIORIT und SAPHIR) sowie zur Entsorgung radioaktiver Abfälle.

Die Commission mixte Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS) hat im Juli 2003 ihre 14. Sitzung in Würenlingen abgehalten. Die Delegationen sprachen unter anderem über aktuelle Entwicklungen in der Kernenergiepolitik und tauschten sicherheits- und strahlenschutztechnisch signifikante Erkenntnisse aus der Aufsicht über die Kernanlagen aus.

Im Juni besuchte der Chairman der amerikanischen Behörde NRC die HSK, um über die von der HSK im Aufbau begriffene «Integrierte Aufsicht» zu diskutieren. Die NRC möchte in diesem Bereich enger mit der HSK zusammenarbeiten.

Ein vom PSI und der HSK gemeinsam mit der NEA organisierter Workshop zum Thema «Redefining the Large Break LOCA» fand vom 23. bis 24. Juni 2003 in Zürich statt. Die HSK berichtete dabei über die Ergebnisse der Abstimmung vom 18. Mai 2003 und deren Auswirkungen für die Kernenergie in der Schweiz. Die Rede des Direktors der NRC war ein klares Bekenntnis zur risikoinformierten Aufsicht.

Im Jahr 2000 hat die Schweiz das «Gemeinsame Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle» ratifiziert und sich damit verpflichtet, die Unterzeichnerländer anlässlich von Überprüfungstagungen über die Umsetzung der im Übereinkommen enthaltenen Sicherheitsanforderungen zu informieren. Im November 2003 fand die erste Überprüfungskonferenz «Review Meeting» zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle («Joint Convention») bei der IAEA in Wien statt. Der erste Länderbericht wurde im April 2003 fertig gestellt und bei der IAEA hinterlegt. Es wurden 33 Länderberichte diskutiert, wobei sich gezeigt hat, dass das schweizerische Entsorgungsprogramm für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle im Einklang mit dem Übereinkommen steht. Einige Bereiche wurden als vorbildlich bezeichnet, so zum Beispiel die elektronische Abfalldatenbank ISRAM und die Tatsache, dass die schweizerische Öffentlichkeit und die Nachbarländer beim Rahmenbewilligungsverfahren stark einbezogen sind.

Die WENRA tagt zweimal jährlich. Die wichtigsten Themen der November-Sitzung in Stockholm waren Harmonisierung der Aufsicht und Anforderungen an Nuklearanlagen sowie Harmonisierung der Aufsicht und Anforderungen bei der Stilllegung und Entsorgung. Grundlage für die Anforderungen bilden die IAEA Safety Standards. Aus ihnen werden zurzeit Fragelisten erarbeitet, die jedes Land anschließend beantworten soll. Auf Grund der Antworten der einzelnen Länder können Massnahmen resultieren, um einen möglichst gleichen Sicherheitsstandard in allen europäischen Ländern zu erreichen. Zusätzlich sollen auch Inspektionsteams in den verschiedenen Ländern die Erfüllung und Einhaltung der Standards überprüfen.

ANHANG A

| | | |
|--------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Tabelle A1 | Betriebsdaten der schweizerischen Kernkraftwerke 2003 | 90 |
| Tabelle A2 | Bestand an lizenziertem Personal und Gesamtbelegschaft in den Kernkraftwerken Ende 2003 | 90 |
| Tabelle A3 | Klassierte Vorkommnisse 2003 | 91 |
| Tabelle A4a | Zusammenstellung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung im Jahr 2003 und der daraus berechneten Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung | 92 |
| Tabelle A4b | Abgaben der schweizerischen Kernkraftwerke in den letzten fünf Jahren im Vergleich mit den Abgabelimiten | 95 |
| Tabelle A5a | Ganzkörperdosen des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kraftwerke | 96 |
| Tabelle A5b | Ganzkörperdosen des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Anzahl Personen und mittlere Jahresdosis, Kernanlagen und Forschung | 97 |
| Tabelle A6a | Ganzkörperdosen des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke | 98 |
| Tabelle A6b | Ganzkörperdosen des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kernanlagen und Forschung | 99 |
| Tabelle A7 | Ganzkörperdosen des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Anzahl Personen nach Alter und Geschlecht, Kernanlagen und Forschung, Eigen- und Fremdpersonal | 100 |
| Tabelle A8 | Verteilung der Extremitätendosen 2003, Kernanlagen und Forschung | 101 |
| Tabelle A9 | Inkorporationen und deren Folgedosis E_{50} des strahlenexponierten Personals 2003, Kernanlagen und Forschung | 102 |
| Tabelle A10a | Verteilung der Lebensalterdosen des beruflich strahlenexponierten Eigenpersonals 2003, Kernanlagen und Forschung | 103 |
| Tabelle A10b | Altersverteilung der Lebensalterdosen des beruflich strahlenexponierten Eigenpersonals 2003, Kernanlagen und Forschung | 103 |
| Tabelle A11a | Radioaktive Abfälle in den Kernkraftwerken und im PSI | 104 |
| Tabelle A11b | Radioaktive Abfälle im Zentralen Zwischenlager der ZWILAG | 104 |
| Figur A1 | Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung 1994–2003 | 105 |
| Figur A2 | Meldepflichtige, klassierte Vorkommnisse 1994–2003 | 106 |
| Figur A3 | Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (Scrams), 1994–2003 | 107 |
| Figur A3a | Ursachen der klassierten Vorkommnisse der Kernkraftwerke pro Jahr, 1994–2003 | 108 |
| Figur A3b | Ursachen ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Jahr, 1994–2003 | 108 |
| Figur A4 | Brennstabschäden (Anzahl Stäbe), 1993–2003 | 109 |
| Figur A5 | Jahreskollektivdosen (Personen-Sv/Jahr) der Kraftwerke, 1983–2003 | 110 |
| Figur A6 | Jahreskollektivdosen (Personen-Sv/Jahr) der Kernanlagen, 1971–2003 | 111 |
| Figur A7 | Mittlere Jahresindividualdosen (mSv) der Kraftwerke, 1983–2003 | 112 |
| Figur A8 | Personen mit einer beruflichen Lebensdosis >200 mSv, Kraftwerke, 1983–2003 | 113 |
| Figur A9 | Berechnete Dosen für die meistbetroffenen Personen (Erwachsene) in der Umgebung der schweizerischen KKW | 114 |
| Figur A10 | Ortsdosisleistung der MADUK-Sonden im Jahre 2003 | 115 |

Tabelle A1

Betriebsdaten der schweizerischen Kernkraftwerke 2003

| | KKB 1 | KKB 2 | KKM | KKG | KKL |
|--------------------------------------------------------------|-------|-------|------|-------|-------|
| Thermisch erzeugte Energie [GWh] | 9543 | 9109 | 8457 | 24820 | 28929 |
| Abgegebene elektrische Nettoenergie [GWh] | 3062 | 2920 | 2744 | 7926 | 9309 |
| Abgegebene thermische Energie [GWh] | 138,6 | 9,4 | 1,9 | 164 | 0 |
| Zeitverfügbarkeit ¹ [%] | 97,3 | 92,5 | 91,7 | 94,7 | 93,7 |
| Nichtverfügbarkeit durch Jahresrevision [%] | 2,7 | 6,9 | 6,3 | 5,5 | 6,1 |
| Arbeitsausnutzung ² [%] | 95,9 | 91,4 | 88,2 | 94,5 | 91,5 |
| Anzahl ungeplanter Schnellabschaltungen (Scrams) | 0 | 3 | 1 | 0 | 0 |
| Andere ungeplante Abschaltungen | 0 | 0 | 1 | 0 | 1 |
| Störungsbedingte Leistungsreduktionen (>10% P _N) | 1 | 2 | 0 | 1 | 2 |

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

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

Tabelle A2

Bestand an lizenziertem Personal und Gesamtbelegschaft in den Kernkraftwerken Ende 2003.
In Klammern Werte von 2002

| Funktion | KKB 1+2 | KKM | KKG | KKL |
|--------------------------------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| B-Operateur | 14 (14) | 7 (8) | 4 (4) | 5 (5) |
| A-Operateur | 14 (14) | 10 (9) | 18 (19) | 10 (10) |
| Schichtchef und Stellvertreter | 27 (28) | 11 (11) | 19 (21) | 17 (21) |
| Pikett- und Betriebsingenieur | 11 (9) | 8 (7) | 12 (13) | 13 (12) |
| Strahlenschutzfachkraft | 5 (5) | 4 (4) | 7 (7) | 10 (9) |
| Strahlenschutztechniker | 5 (5) | 6 (6) | 3 (3) | 5 (5) |
| Gesamtbelegschaft (Personen) | 497 (481) | 305 (295) | 394 (381) | 413 (395) |

Tabelle A3

Klassierte Vorkommnisse 2003

| Datum | Anlage | Vorkommnis | Einstufung INES |
|------------|--------|-------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------|
| 29.1.2003 | KKB 2 | Reaktorschnellabschaltung nach Fehlöffnen einzelner Frischdampf-Abblaseventile | 0 |
| 6.2.2003 | KKM | Leckage an Durchflussmessung einer Speisewasserleitung | 0 |
| 20.2.2003 | KKL | Ortsdosisleistungsüberschreitung beim Transport von radioaktivem Abfall | 0 |
| 19.3.2003 | KKB 2 | Unbeabsichtigte Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bei einer Funktionsprüfung | 0 |
| 16.4.2003 | KKL | Nichtöffnen der Einspeisearmatur des Notspeisewassersystems bei einer Funktionsprüfung | 0 |
| 20.5.2003 | KKG | Nichtschliessen einer Containment-Isolationsarmatur bei einer Funktionsprüfung | 0 |
| 20.5.2003 | KKG | Nichtstarten einer nuklearen Nebenkühlwasserpumpe bei einer Funktionsprüfung | 0 |
| 21.5.2003 | KKB 1 | Nicht bilanzierte Abgabe von radioaktivem Gas aus dem Nebengebäude | 0 |
| 31.5.2003 | KKM | Gleitringdichtungsleckage an einer Reaktorwasserumwälzpumpe | 0 |
| 31.5.2003 | KKM | Leckage im Bereich des Reaktordruckbehälter-Stutzens des Steuerstabbrückführungssystems | 0 |
| 19.8.2003 | KKB 2 | Reaktorschnellabschaltung bei 12% Leistung nach misslungener Umschaltung der Speisewasserpumpen | 0 |
| 1.9.2003 | KKM | Reaktorschnellabschaltung wegen Verlusts der Hauptwärmesenke | 0 |
| 9.10.2003 | KKL | Leistungsschalerversagen während der Vorbereitung eines Notstandssystem-Funktionstests | 0 |
| 16.10.2003 | KKL | Abschaltung einer Zwischenkühlwasserpumpe bei einer Funktionsprüfung | 0 |

Tabelle A4a

Zusammenstellung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung im Jahr 2003 und der daraus berechneten Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung (Fussnoten am Ende der Tabelle)

| Anlage | Medium | Art der Abgaben ⁴ | Abgabelimiten ¹ Bq/Jahr | Tatsächliche Abgaben ^{2, 4} Äquivalentabgaben (Vergleich mit den Limiten) | | | Berechnete Jahresdosis ³ | |
|------------------------------|-------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------|---------------------------------------------|-------------------------------------|-----------------------|
| | | | | Bq/Jahr | Prozent der Limite | Bq/Jahr | Erwachsener mSv/Jahr | Kleinkind mSv/Jahr |
| KKB 1 + KKB 2 | Abwasser (4100 m ³) | Nuklidgemisch (ohne Tritium) | 4·10 ¹¹ | 4,7·10 ⁸ | 0,1% | 1,2·10 ¹⁰ | <0,001 | <0,001 |
| | | Tritium | 7·10 ¹³ | 1,1·10 ¹³ | 16% | 1,1·10 ¹³ | <0,001 | <0,001 |
| | Abluft | Edelgase | 1·10 ¹⁵ | 5,0·10 ¹² | 0,5% | 4,8·10 ¹² | <0,001 | <0,001 |
| | | Aerosole | 6·10 ⁹ | – | <0,1% | 2,5·10 ⁵ | <0,001 | <0,001 |
| | | Iod: ¹³¹ I Kohlenstoff (CO ₂): ¹⁴ C | 4·10 ⁹ – | 5,3·10 ⁶ – | 0,1% – | 5,3·10 ⁶ 4,0·10 ¹⁰ | <0,001 0,0012 | <0,001 0,0020 |
| Gesamtdosis | | | | | | 0,0013 | 0,0022 | |
| KKM | Abwasser (5591 m ³) | Nuklidgemisch (ohne Tritium) | 4·10 ¹¹ | 7,0·10 ⁸ | 0,2% | 4,3·10 ⁹ | <0,001 | <0,001 |
| | | Tritium | 2·10 ¹³ | 1,7·10 ¹¹ | 0,9% | 1,7·10 ¹¹ | <0,001 | <0,001 |
| | Abluft | Edelgase | 2·10 ¹⁵ | 3,9·10 ¹² | 0,2% | 2,3·10 ¹² | <0,001 | <0,001 |
| | | Aerosole | 2·10 ¹⁰ | – | <0,1% | 1,1·10 ⁷ | 0,0047 | 0,0040 |
| | | Iod: ¹³¹ I Kohlenstoff (CO ₂): ¹⁴ C | 2·10 ¹⁰ – | 1,3·10 ⁸ – | 0,7% – | 1,3·10 ⁸ 2·10 ¹¹ | <0,001 <0,001 | <0,001 0,0012 |
| Gesamtdosis | | | | | | 0,0055 | 0,0053 | |
| KKG | Abwasser (7398 m ³) | Nuklidgemisch (ohne Tritium) | 2·10 ¹¹ | – | <0,1% | 4,6·10 ⁷ | <0,001 | <0,001 |
| | | Tritium | 7·10 ¹³ | 1,4·10 ¹³ | 20% | 1,4·10 ¹³ | <0,001 | <0,001 |
| | Abluft | Edelgase | 1·10 ¹⁵ | <7,5·10 ¹² | <0,8% | <6,5·10 ¹² | <0,001 | <0,001 |
| | | Aerosole | 1·10 ¹⁰ | – | <0,1% | 4,9·10 ⁴ | <0,001 | <0,001 |
| | | Iod: ¹³¹ I Kohlenstoff (CO ₂): ¹⁴ C | 7·10 ⁹ – | – – | <0,1% – | – 3,0·10 ¹¹ | <0,001 0,0021 | <0,001 0,0035 |
| Gesamtdosis | | | | | | 0,0022 | 0,0037 | |
| KKL | Abwasser (15727 m ³) | Nuklidgemisch (ohne Tritium) | 4·10 ¹¹ | – | <0,1% | 1,1·10 ⁸ | <0,001 | <0,001 |
| | | Tritium | 2·10 ¹³ | 2,2·10 ¹² | 11% | 2,2·10 ¹² | <0,001 | <0,001 |
| | Abluft | Edelgase | 2·10 ¹⁵ | – | <0,1% | 2,5·10 ¹² | <0,001 | <0,001 |
| | | Aerosole | 2·10 ¹⁰ | 3,5·10 ⁷ | 0,2% | 3,5·10 ⁷ | <0,001 | <0,001 |
| | | Iod: ¹³¹ I Kohlenstoff (CO ₂): ¹⁴ C | 2·10 ¹⁰ – | 4,8·10 ⁸ – | 2,4% – | 4,8·10 ⁸ 6,0·10 ¹¹ | <0,001 0,0032 | 0,001 0,0054 |
| Gesamtdosis | | | | | | 0,0033 | 0,0059 | |

Tabelle A4a (Fortsetzung)

Zusammenstellung der Abgaben des Paul Scherrer Instituts im Jahr 2003 und der daraus berechneten Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung

| | Hochkamin (PSI Ost) | Saphir, Proteus (PSI Ost) | For- schungs- labor Ost | C-Labor, Labor für radioaktive Abfälle Ost | Bundes- zwischen- lager | Zentrale Fortluft- anlage (PSI West) | Injektor I (PSI West) | Injektor II (PSI West) | C-Labor (PSI West) | Abwasser PSI (2411 m ³) | Gesamt- anlage des PSI | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------|----------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------|-----------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------|---------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Abgaben im Abwasser ^{2, 4} [Bq] Nuklidgemisch ohne Tritium Tritium | - - | - - | - - | - - | - - | - - | - - | - - | - - | 2,2·10 ⁷ 3,3·10 ¹¹ | 2,2·10 ⁷ 3,3·10 ¹¹ | |
| Abgaben über die Abluft ^{2, 4} [Bq] Edelgase und andere Gase β/γ-Aerosole (ohne lod, Halbwertszeit >8 Std.) α-Aerosole Iod (¹³¹ I-äq.) Tritium (tritiertes Wasser, HTO) Kohlenstoff (CO ₂): ¹⁴ C | 4,9·10 ¹⁰ 4,6·10 ⁵ - 3,9·10 ⁸ 3,8·10 ¹¹ - | - - - 9,6·10 ⁹ - | - 1,5·10 ⁴ - 2,4·10 ⁴ - - | - - - 9,9·10 ¹⁰ - | - - - 1,4·10 ⁹ - | 1,1·10 ¹⁴ 1,3·10 ¹⁰ - 1,2·10 ⁷ 5,7·10 ¹¹ - | 1,0·10 ¹⁰ - - - - - | 1,0·10 ¹⁰ - - 6,3·10 ³ - - | 1,0·10 ¹⁰ 6,0·10 ⁶ - 6,3·10 ³ - - | - - 3,2·10 ⁵ - - - | - - - - - - | 1,1·10 ¹⁴ 1,3·10 ¹⁰ - 4,0·10 ⁸ 1,1·10 ¹² - |
| Jahresdosis ³ [mSv/Jahr] für: Erwachsene Kleinkinder | <0,00015 0,0002 | <0,00015 <0,00015 | <0,00015 <0,00015 | <0,00015 <0,00015 | <0,00015 <0,00015 | 0,0035 0,0036 | <0,00015 <0,00015 | <0,00015 <0,00015 | <0,00015 <0,00015 | <0,00015 <0,00015 | <0,004 <0,004 | |
| Anteil am quellenbezogenen Dosisrichtwert ¹ | 0,1% | <0,1% | <0,1% | <0,1% | <0,1% | 2,4% | <0,1% | <0,1% | <0,1% | <0,1% | <3% | |

Tabelle A4a (Fussnoten)

¹ **Abgabelimiten** gemäss Bewilligung der jeweiligen Kernanlage. Die Abgabelimiten wurden für die Kernkraftwerke so festgelegt, dass die Jahresdosis für Personen in der Umgebung (vgl. Fussnote 3) unter 0,3 mSv/Jahr bleibt. Für das Paul Scherrer Institut (PSI) sind die Abgaben gemäss Bewilligung 6/2000 direkt über den quellenbezogenen Dosisrichtwert von 0,15 mSv/Jahr limitiert.

² **Die Messung der Abgaben** erfolgt nach den Erfordernissen der Reglemente «für die Abgaben radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des...» jeweiliger Kernkraftwerkes resp. des PSI. Die Messgenauigkeit beträgt ca. $\pm 50\%$. Abgaben unterhalb 0,1% der Jahresabgabelimite werden von der HSK als nicht relevant betrachtet.

³ Die **Jahresdosis** ist für Personen berechnet, die sich dauernd am kritischen Ort aufhalten, ihre gesamte Nahrung von diesem Ort beziehen und ihren gesamten Trinkwasserbedarf aus dem Fluss unterhalb der Anlage decken. Die Dosis wird mit den in der HSK-Richtlinie R-41 angegebenen Modellen und Parametern ermittelt.

Dosiswerte kleiner als 0,001 mSv – entsprechend einer Dosis, die durch natürliche externe Strahlung in etwa zehn Stunden akkumuliert wird – werden in der Regel nicht angegeben. Beim PSI wird die Jahresdosis der Gesamtanlage als Summe über die Abgabestellen gebildet.

⁴ Bei der **Art der Abgaben** resp. den **Tatsächlichen Abgaben** ist Folgendes zu präzisieren:

Abwasser: Die Radioaktivität ist beim Vergleich mit den Abgabelimiten in Bq/Jahr normiert auf einen Referenz-LE-Wert von 200 Bq/kg angegeben. 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. Die unnormierte Summe der Abwasserabgaben ist in einer weiteren Spalte angegeben.

Edelgase: Die Radioaktivität ist beim Vergleich mit den Abgabelimiten in Bq/Jahr normiert auf einen Referenz-CA-Wert von $2 \cdot 10^5$ Bq/m³ angegeben. Die CA-Werte für die Edelgasnuklide sind dem Anhang 3 der Strahlenschutzverordnung (StSV) entnommen. Ein CA-Wert von $2 \cdot 10^5$ Bq/m³ entspricht einem Referenz-Nuklid mit einem

Immersion-Dosisfaktor von $4,4 \cdot 10^{-7}$ (Sv/Jahr)/ (Bq/m³). Die unnormierte Summe der Edelgasabgaben ist in einer weiteren Spalte angegeben.

Beim KKG wird für die Bilanzierung der Edelgase eine β -total-Messung durchgeführt; für die Äquivalent-Umrechnung wurde in diesem Fall ein Gemisch von 80% ¹³³Xe, 10% ¹³⁵Xe und 10% ⁸⁸Kr angenommen.

Gase: Beim PSI handelt es sich dabei vorwiegend um die Nuklide ¹¹C, ¹³N, ¹⁵O und ⁴¹Ar. Deren Halbwertszeiten sind kleiner als zwei Stunden. Hier ist die Summe der Radioaktivität dieser Gase und Edelgase ohne Normierung auf einen Referenzwert angegeben.

Aerosole: Hier ist in jedem Fall die Summe der Radioaktivität ohne Normierung auf einen Referenzwert angegeben.

Der Dosisbeitrag von Aerosolen mit Halbwertszeiten kleiner 8 Tagen ist bei den Kernkraftwerken vernachlässigbar.

Beim KKM ergibt sich der Hauptbeitrag zur Dosis durch die Strahlung der abgelagerten Aerosole, die im Jahre 1986 durch eine unkontrollierte Abgabe in die Umgebung gelangten. Der Dosisbeitrag der Aerosole, welche im Berichtsjahr abgegeben wurden, ist demgegenüber vernachlässigbar und liegt in der Grössenordnung der anderen schweizerischen Kernkraftwerke.

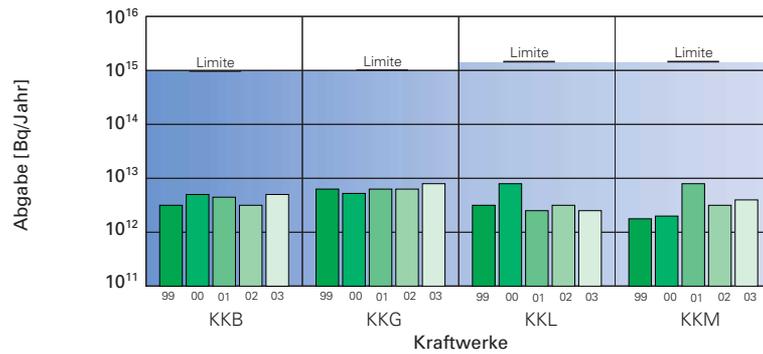
Iod: Bei den Kernkraftwerken ist die Abgabe von ¹³¹I limitiert; somit ist bei den tatsächlichen Abgaben auch nur dieses Iod-Isotop angegeben. Beim PSI, bei dem andere Iod-Isotope in signifikanten Mengen abgegeben werden, ist die Abgabe als ¹³¹Iod-Äquivalent durch gewichtete Summation der Aktivität der gemessenen Iod-Nuklide angegeben, wobei sich der Gewichtungsfaktor aus dem Verhältnis des Ingestionsdosisfaktors des jeweiligen Nuklides zum Ingestionsdosisfaktor von ¹³¹I ergibt. Die Ingestionsdosisfaktoren sind der StSV entnommen. Für die Berechnung der Jahresdosis werden hingegen immer sämtliche verfügbaren Iod-Messungen verwendet, d.h. es ist beispielsweise für KKB auch der Beitrag von ¹³³I berücksichtigt.

Kohlenstoff ¹⁴C: In den Tabellen ist der als Kohlendioxid vorliegende Anteil des ¹⁴C, der für die Dosis relevant ist, angegeben. Die für ¹⁴C angegebenen Werte basieren beim KKG und KKL auf aktuellen Messungen, beim KKB und KKM auf Literaturangaben und in früheren Jahren durchgeführten Messungen.

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

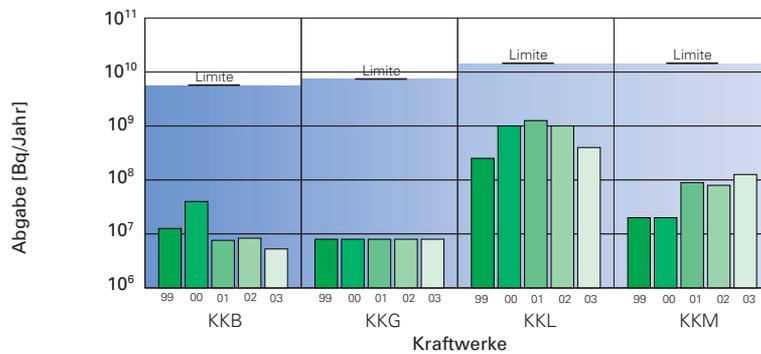
Abluft

Edelgase



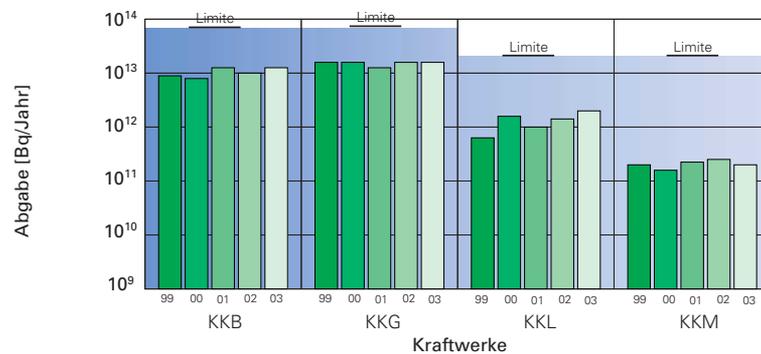
Abluft

Jod



Abwasser

Tritium im Wasser



Abwasser

übrige flüssige Abgaben

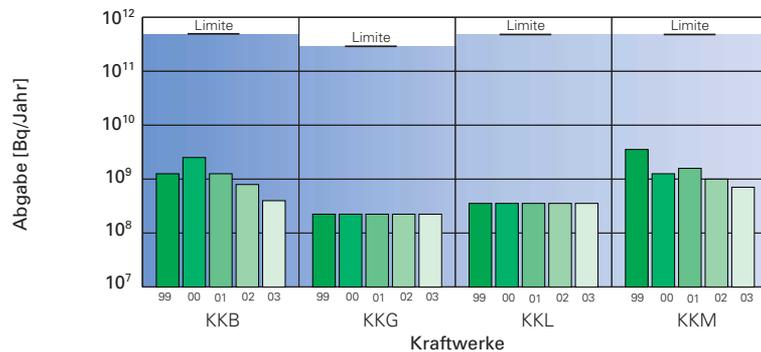


Table A5b

Whole-body doses of occupationally radiation-exposed personnel through external irradiation 2003, number of persons and average annual dose, core facilities and research

| Dose distribution [mSv] | PSI | Universities ³ | Total research ¹ | ZZL | Total KKW E + F | Total core facilities and research ² |
|-------------------------------|------|---------------------------|-----------------------------|-----|-----------------|-------------------------------------------------|
| 0,0–1,0 | 1083 | 13 | 1097 | 88 | 2651 | 3740 |
| > 1,0–2,0 | 43 | | 43 | | 372 | 415 |
| > 2,0–5,0 | 13 | | 13 | | 391 | 404 |
| > 5,0–10,0 | 3 | | 3 | | 88 | 91 |
| > 10,0–15,0 | | | | | 12 | 12 |
| > 15,0–20,0 | | | | | | |
| > 20,0–50,0 | | | | | | |
| > 50,0 | | | | | | |
| Total [Pers.-mSv] | 1142 | 13 | 1156 | 88 | 3514 | 4662 |
| Highest individual dose [mSv] | 0,2 | 0,0 | 0,2 | 0,0 | 0,9 | 0,8 |

¹ This column contains one person, 0,7 mSv annual dose of the experimental facility Lucens.

² Foreign personnel, that in the research and in the power plants employed, is here only counted once.

³ This total includes the entire occupationally radiation-exposed personnel of the PSI.

E = Own personnel, F = Foreign personnel; in all facilities TL-Dosimeter used.

Tabelle A6a

Ganzkörperdosen des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kraftwerke

| Dosisverteilung [mSv] | KKB 1 + 2 | | KKG | | KKL | | KKM | | Total KKW ¹ | | |
|------------------------------|-----------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|------------------------|--------|--------|
| | E | F | E | F | E | F | E | F | E | F | |
| 0,0–1,0 | 61,8 | 57,1 | 35,9 | 53,0 | 61,6 | 124,6 | 46,2 | 122,3 | 205,5 | 311,2 | 516,7 |
| > 1,0–2,0 | 68,8 | 54,4 | 26,0 | 64,8 | 78,4 | 112,0 | 62,7 | 101,4 | 235,9 | 326,6 | 562,5 |
| > 2,0–5,0 | 87,1 | 78,2 | 101,9 | 144,3 | 115,6 | 285,3 | 172,5 | 232,2 | 477,1 | 750,1 | 1227,2 |
| > 5,0–10,0 | 36,4 | 10,6 | 90,7 | 38,0 | 12,7 | 71,9 | 149,2 | 154,9 | 289,0 | 311,2 | 600,2 |
| > 10,0–15,0 | | | | | | | 81,5 | 56,8 | 138,3 | 56,8 | 138,3 |
| > 15,0–20,0 | | | | | | | | | | | |
| > 20,0–50,0 | | | | | | | | | | | |
| > 50,0 | | | | | | | | | | | |
| Total [Personen-mSv] | 254,1 | 200,3 | 254,5 | 300,1 | 268,3 | 593,8 | 512,1 | 667,6 | 1289,0 | 1755,9 | 3044,9 |
| Höchste Einzeldosis [mSv] | 9,5 | 5,3 | 9,8 | 7,7 | 7,3 | 8,7 | 12,8 | 13,1 | 12,8 | 13,1 | 13,1 |

¹ 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 des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Jahreskollektivdosen in Personen-mSv, Kernanlagen und Forschung

| Dosisverteilung [mSv] | PSI | Universitäten ³ | Total Forschung ¹ | ZZL | Total KKW E + F | Total Kernanlagen und Forschung ² |
|---------------------------|-------|----------------------------|------------------------------|-----|-----------------|----------------------------------------------|
| 0,0–1,0 | 57,8 | 0,0 | 58,5 | 2,7 | 516,7 | 575,4 |
| > 1,0–2,0 | 58,8 | | 58,8 | | 562,5 | 621,4 |
| > 2,0–5,0 | 45,8 | | 45,8 | | 1227,2 | 1273,1 |
| > 5,0–10,0 | 20,3 | | 20,3 | | 600,2 | 621,0 |
| > 10,0–15,0 | | | | | 138,3 | 138,3 |
| > 15,0–20,0 | | | | | | |
| > 20,0–50,0 | | | | | | |
| > 50,0 | | | | | | |
| Total [Pers.-mSv] | 182,7 | 0,0 | 183,4 | 2,7 | 3044,9 | 3229,2 |
| Höchste Einzeldosis [mSv] | 7,8 | 0,0 | 7,8 | 0,3 | 13,1 | 13,1 |

¹ Diese Spalte enthält eine Person, 0,7 mSv Jahresdosis der Versuchsanlage Lucens.

² 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.

³ Diese Zusammenstellung umfasst die Dosen des gesamten beruflich strahlenexponierten Personals des PSI.

E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal; in allen Anlagen werden TL-Dosimeter benutzt.

Tabelle A7

Ganzkörperdosen des beruflich strahlenexponierten Personals durch äussere Bestrahlung 2003, Anzahl Personen nach Alter und Geschlecht, Kernanlagen 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 | 20 | | 46 | 2 | 507 | 49 | 861 | 63 | 958 | 44 | 904 | 22 | 243 | 7 | 3726 |
| > 1,0-2,0 | 1 | | 4 | 2 | 59 | 2 | 116 | 2 | 128 | 1 | 87 | 2 | 13 | | 415 |
| > 2,0-5,0 | 1 | | 2 | | 43 | | 100 | | 150 | 1 | 94 | 2 | 11 | | 404 |
| > 5,0-10,0 | | | 1 | | 12 | | 28 | | 23 | | 22 | | 5 | | 91 |
| > 10,0-15,0 | | | | | 1 | | 3 | | 4 | | 4 | | | | 12 |
| > 15,0-20,0 | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 20,0-50,0 | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 50,0 | | | | | | | | | | | | | | | |
| Total Personen | 22 | | 53 | 2 | 622 | 51 | 1108 | 65 | 1263 | 46 | 1111 | 26 | 272 | 7 | 4648 |
| Mittel pro Person [mSv] | 0,42 | | 0,54 | 0,00 | 0,63 | 0,09 | 0,79 | 0,08 | 0,83 | 0,13 | 0,66 | 0,40 | 0,42 | 0,01 | 0,69 |
| Kollektivdosis [Pers.-mSv] | 9,3 | | 28,8 | 0,0 | 392,1 | 4,4 | 872,5 | 5,2 | 1049,9 | 5,9 | 735,8 | 10,4 | 114,8 | 0,1 | 3229,2 |

M = Männer, F = Frauen

Tabella A8

Verteilung der Extremitätendosen 2003, Kernanlagen und Forschung

| Dosisverteilung [mSv] | KKB 1 + 2 | | KKG | | KKL | | KKM | | Total KKW | | PSI | | ZZL | | Summe Kern- anlagen + PSI E + F | | | | | | | |
|--------------------------|-----------|---|-----|---|-----|---|-----|----|-----------|---|-----|----|-----|----|---------------------------------------|-----|---|-----|---|---|---|-----|
| | E | F | E | F | E | F | E | F | E | F | E | F | E | F | | | | | | | | |
| 0-25 | 8 | 2 | 10 | 3 | 0 | 3 | 2 | 10 | 12 | 6 | 9 | 15 | 19 | 21 | 40 | 108 | 1 | 109 | 0 | 0 | 0 | 149 |
| > 25-50 | | | | | | | | | | | | | | | | 2 | | 2 | | | | 2 |
| > 50-75 | | | | | | | | | | | | | | | | 1 | | 1 | | | | 1 |
| > 75-100 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 100-150 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 150-200 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 200-250 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 250-300 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 300-350 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 350-400 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 400-450 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 450-500 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| > 500 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| Total Personen | 8 | 2 | 10 | 3 | 0 | 3 | 2 | 10 | 12 | 6 | 9 | 15 | 19 | 21 | 40 | 111 | 1 | 112 | 0 | 0 | 0 | 152 |

E = Eigenpersonal, F = Fremdpersonal

Tabelle A9

Inkorporationen und deren Folgedosis E_{50} des strahlenexponierten Personals 2003, Kernanlagen und Forschung

| Folgedosis kE_{50} Dosisverteilung [mSv] | KKB 1 + 2 | | KKG | | KKL | | KKM | | Total KKW | | PSI | | ZZL | | Summe Kern- anlagen + PSI E + F | | | | | | | | | |
|--------------------------------------------------|-----------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----------|-----|------|------|------|------|---------------------------------------|-----|----|-----|----|----|-----|------|--|--|
| | E | F | E | F | E | F | E | F | E | F | E | F | E | F | | | | | | | | | | |
| < = 1,0 | 343 | 414 | 757 | 307 | 465 | 772 | 364 | 942 | 1306 | 627 | 1988 | 2615 | 1641 | 3809 | 5450 | 310 | 19 | 329 | 28 | 80 | 108 | 5887 | | |
| > 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 | 343 | 414 | 757 | 307 | 465 | 772 | 364 | 942 | 1306 | 627 | 1988 | 2615 | 1641 | 3809 | 5450 | 310 | 19 | 329 | 28 | 80 | 108 | 5887 | | |

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

Tabelle A10a

Verteilung der Lebensalterdosen des beruflich strahlenexponierten Eigenpersonals¹ 2003, Kernanlagen und Forschung

| Dosisverteilung [mSv] | KKB 1+2 | KKG | KKL | KKM | Total KKW | PSI | ZZL | Kernanlagen + PSI Total |
|-----------------------|---------|-----|-----|-----|-----------|-----|-----|-------------------------|
| > 100–150 | 35 | 16 | 11 | 25 | 87 | 11 | 27 | 125 |
| > 150–200 | 24 | 11 | 6 | 16 | 57 | 3 | 1 | 61 |
| > 200–250 | 17 | 8 | 2 | 14 | 41 | 4 | | 45 |
| > 250–300 | 11 | 3 | | 7 | 21 | 1 | 1 | 23 |
| > 300–350 | 9 | 1 | | 2 | 12 | 1 | | 13 |
| > 350–400 | 4 | | | 5 | 9 | | | 9 |
| > 400–450 | 2 | | | 1 | 3 | | | 3 |
| > 450–500 | 4 | | | 4 | 8 | | | 8 |
| > 500–550 | | | | 5 | 5 | | | 5 |
| > 550–600 | 2 | | | 1 | 3 | | | 3 |
| > 600 | 1 | | | | 1 | | | 1 |
| Total Personen | 109 | 39 | 19 | 80 | 247 | 20 | 29 | 296 |

¹ inklusive Personal, das 2003 ausgetreten ist.

Tabelle A10b

Altersverteilung der Lebensalterdosen des beruflich strahlenexponierten Eigenpersonals¹ 2003, Kernanlagen und Forschung

| Dosisverteilung [mSv] | 21–30 Jahre | 31–40 Jahre | 41–50 Jahre | 51–60 Jahre | > 60 Jahre | Kernanlagen + PSI Total |
|-----------------------|-------------|-------------|-------------|-------------|------------|-------------------------|
| > 100–150 | | 14 | 45 | 50 | 16 | 125 |
| > 150–200 | | | 11 | 41 | 9 | 61 |
| > 200–250 | | 2 | 7 | 28 | 8 | 45 |
| > 250–300 | | 1 | 2 | 13 | 7 | 23 |
| > 300–350 | | | 1 | 11 | 1 | 13 |
| > 350–400 | | | 1 | 5 | 3 | 9 |
| > 400–450 | | | | 1 | 2 | 3 |
| > 450–500 | | | | 5 | 3 | 8 |
| > 500–550 | | | | 4 | 1 | 5 |
| > 550–600 | | | 1 | 1 | 1 | 3 |
| > 600 | | | | | 1 | 1 |
| Total Personen | | 17 | 68 | 159 | 52 | 296 |

¹ inklusive Personal, das 2003 ausgetreten ist.

Tabelle A11a

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

| | unkonditioniert ¹ | | | konditioniert ² | |
|-------|------------------------------|--------------------------|----------------------|----------------------------|----------------------|
| | Anfall ³ | Auslagerung ⁴ | Bestand ⁵ | Produktion ⁶ | Bestand ⁷ |
| PSI | 56 | – | 459 | 3 | 950 |
| KKB | 24 | 8 | 171 | 5 | 1 059 |
| KKM | 21 | 8 | 89 | 55 | 971 |
| KKG | 17 | 22 | 20 | 13 | 344 |
| KKL | 39 | 23 | 48 | 23 | 1 400 |
| Total | 157 | 61 | 787 | 99 | 4 724 |

¹ Unkonditionierte Abfälle umfassen Instandhaltungsabfälle und Prozessabfälle.

² Bei der Konditionierung brennbarer und pressbarer Abfälle findet eine Volumenreduktion statt.

³ Bruttovolumen im Berichtsjahr 2003 (abgeleitet aus der Anzahl Rohabfallfässer, ausser für KKM: Nettovolumen des Rohabfalls).

⁴ Bruttovolumen der im Berichtsjahr 2003 zur ZWILAG transferierten Gebinde mit verbrennbaren und schmelzbaren Abfällen zwecks Konditionierung in der dortigen Verbrennungs- und Schmelzanlage.

⁵ Bruttovolumen in den Kernanlagen Ende 2003 (abgeleitet aus der Anzahl Rohabfallfässer, ausser für KKM: Nettovolumen des Rohabfalls).

⁶ Bruttovolumen im Berichtsjahr 2003 (für KKB wurden die exakten Gebindevolumina berücksichtigt).

⁷ Bruttovolumen in den Lagern der Kernanlagen Ende 2003 (für KKB und KKM wurden die exakten Gebindevolumina berücksichtigt).

Tabelle A11b

Eingelagerte radioaktive Abfälle im Zentralen Zwischenlager der ZWILAG. Volumina gerundet in m³

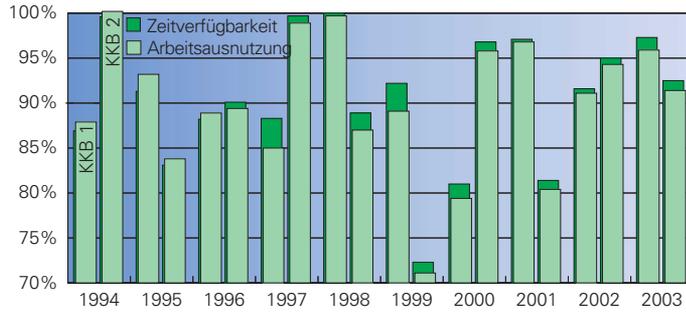
| Lager | Einlagerung | Bestand |
|-------------------------------------------------|-------------|----------------|
| MAA-Lager | – | 29 |
| Empfangsgebäude | – | 8 ¹ |
| HAA-Lager – Anzahl Behälter mit Brennelementen | 1 | 8 |
| HAA-Lager – Anzahl Behälter mit Glaskokillen | 1 | 4 |
| HAA-Lager – Anzahl Behälter mit Lucens-Abfällen | 6 | 6 |

¹ 38 Gebinde mit leicht angereichertem uranhaltigem Material aus dem Versuchsatomkraftwerk Lucens.

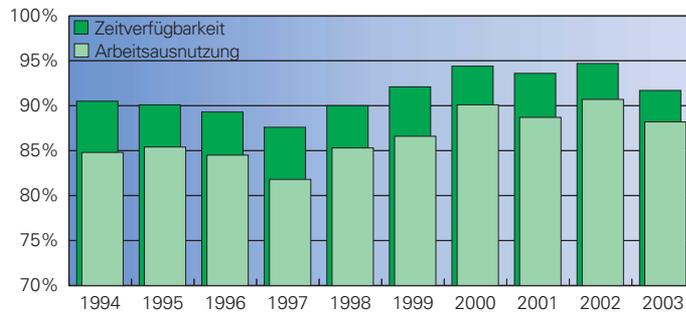
Figur A1

Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung 1994–2003

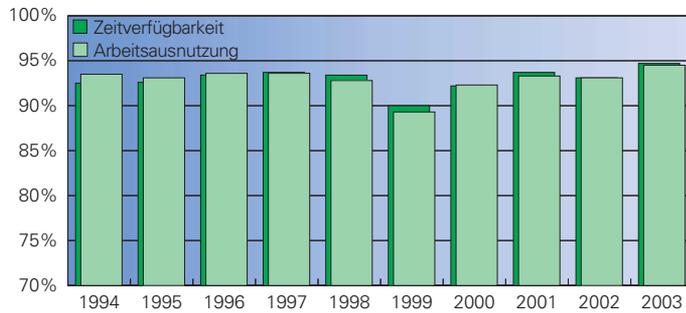
KKB 1, 2



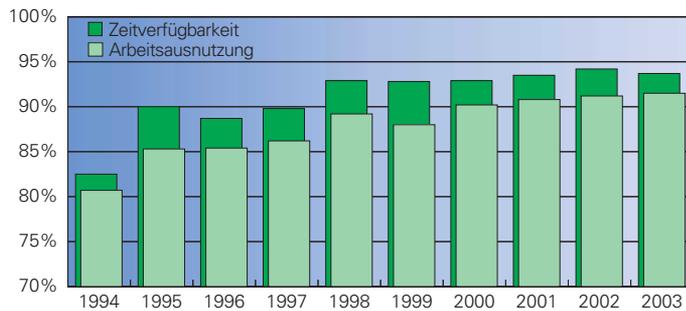
KKM



KKG



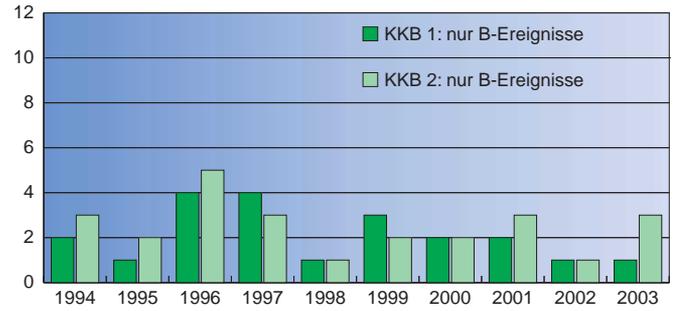
KKL



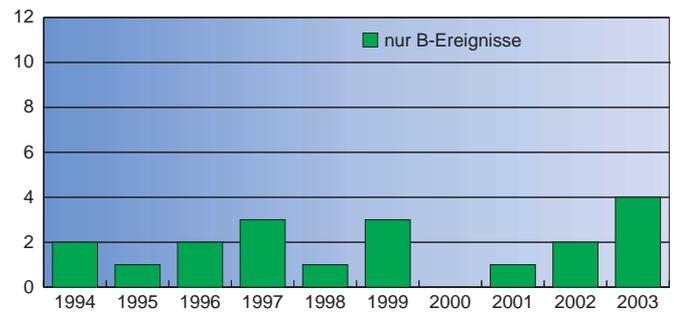
Figur A2

Meldepflichtige, klassierte Vorkommnisse 1994–2003

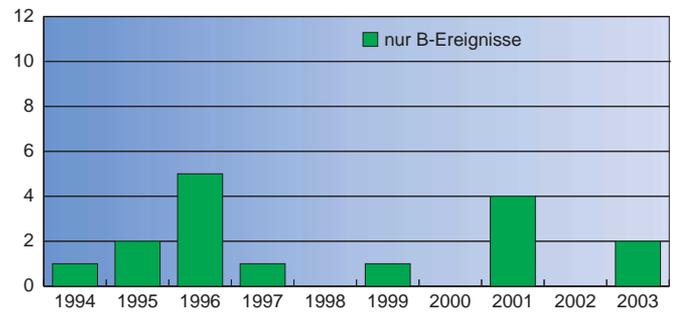
KKB 1, 2



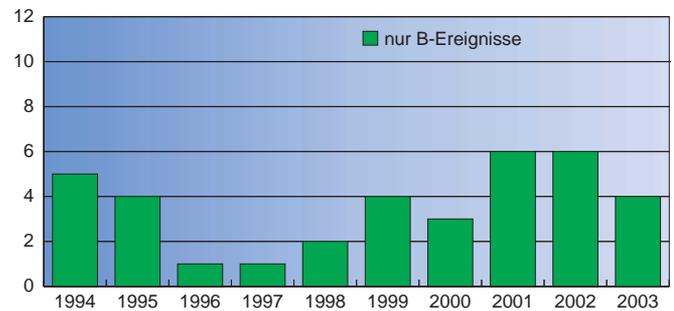
KKM



KKG

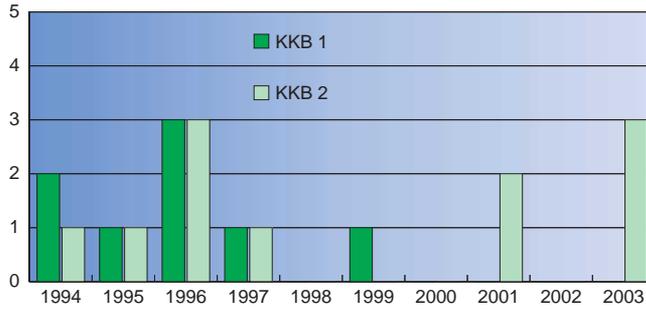


KKL

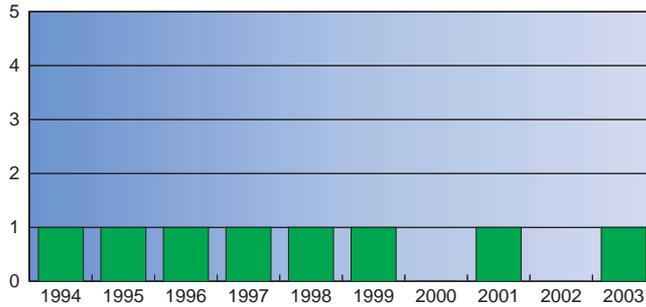


Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (Scrams), 1994–2003

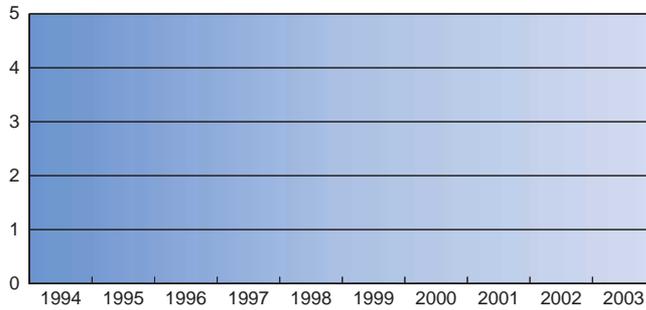
KKB 1, 2



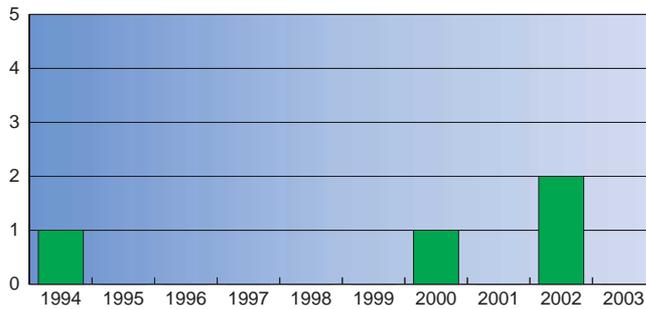
KKM



KKG

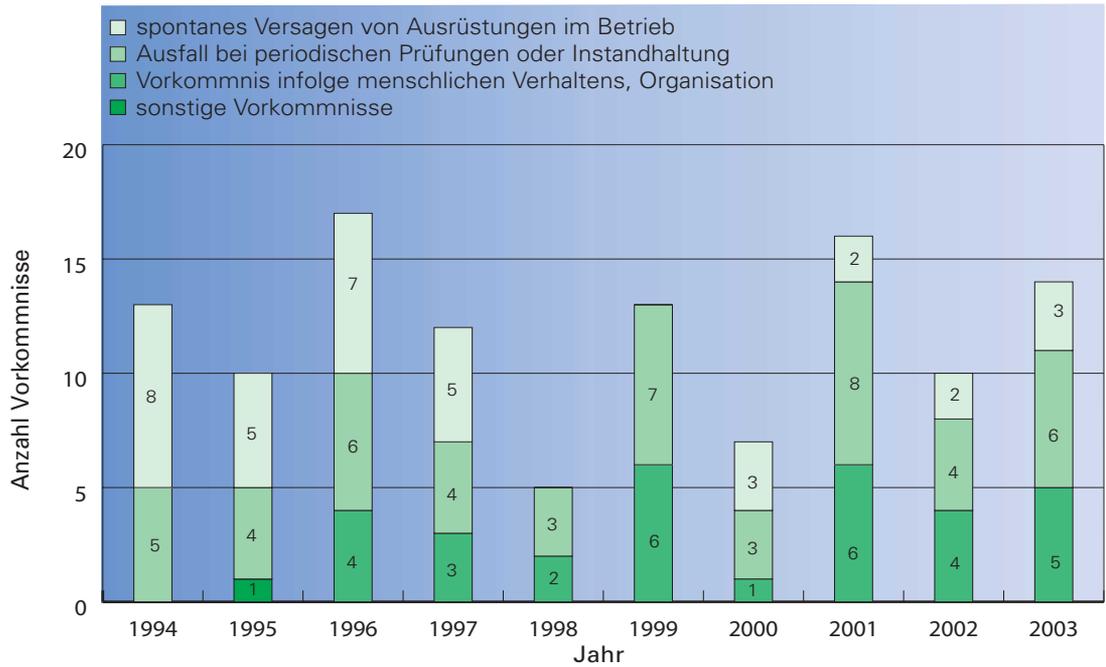


KKL



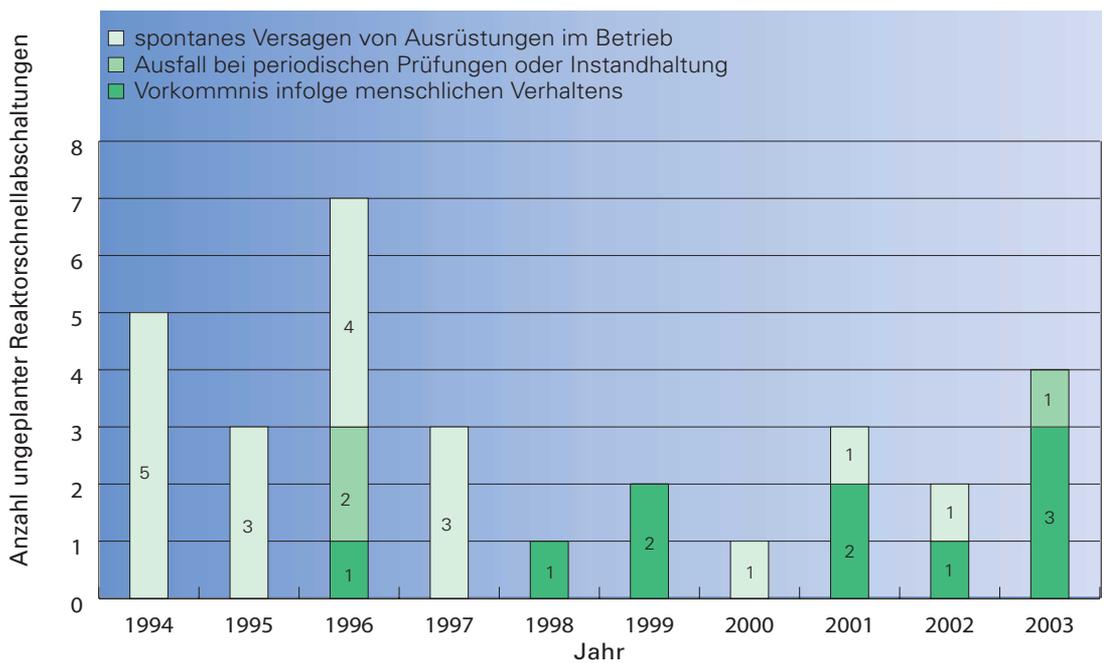
Figur A3a

Ursachen der klassierten Vorkommnisse der Kernkraftwerke pro Jahr, 1994–2003



Figur A3b

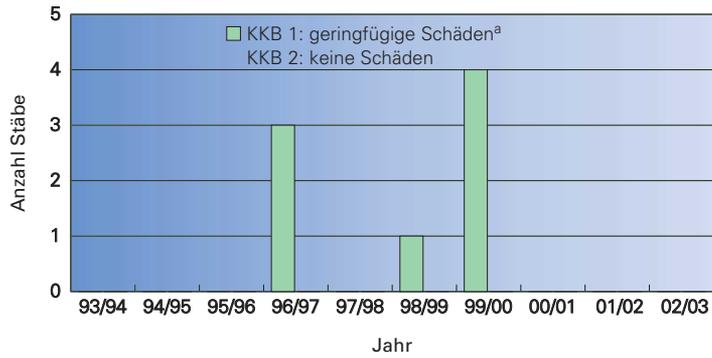
Ursachen ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Jahr, 1994–2003



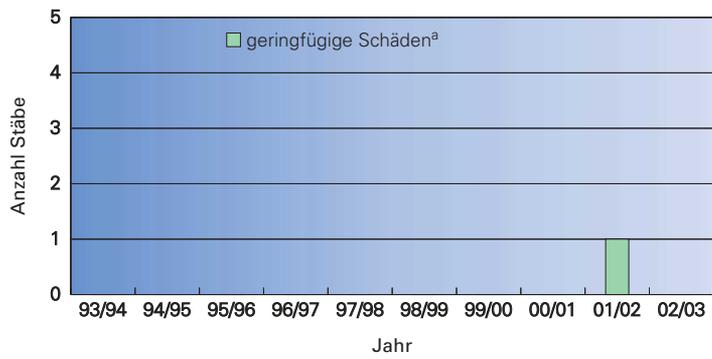
Figur A4

Brennstabschäden (Anzahl Stäbe), 1993–2003

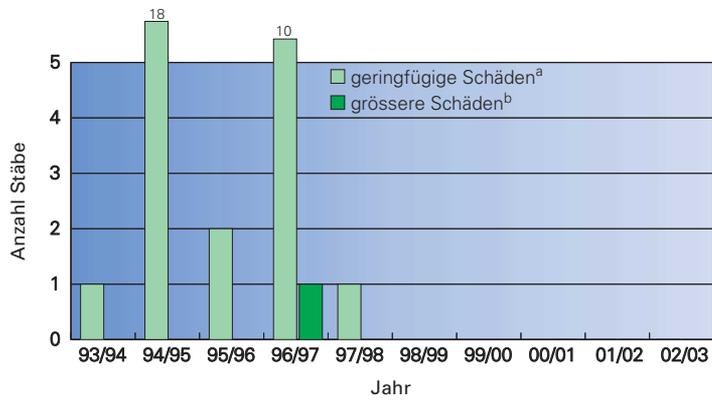
KKB 1, 2



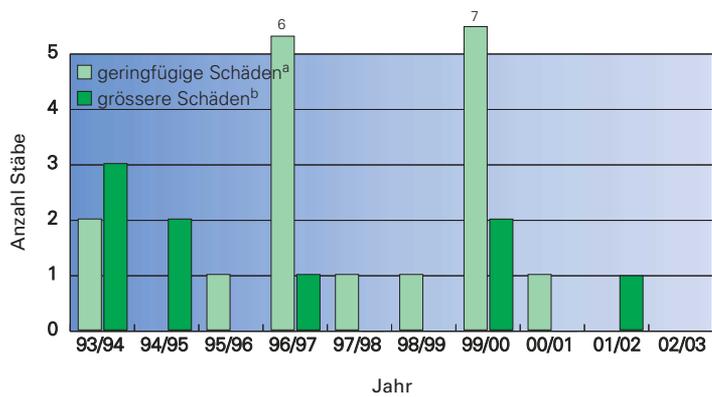
KKM



KKG



KKL



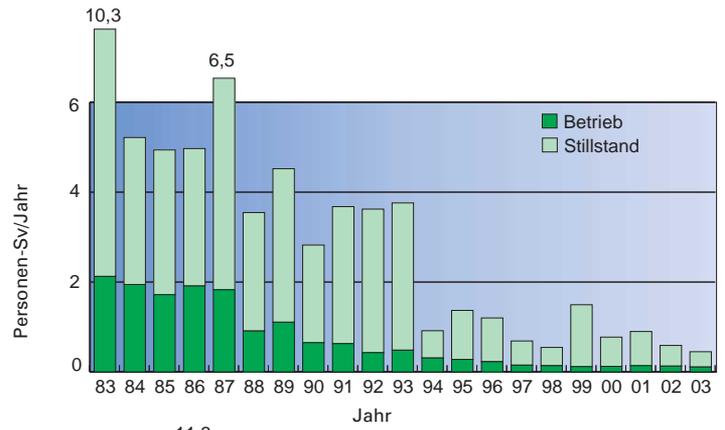
^a z.B. Haarrisse im Hüllrohr

^b z.B. grosser Riss oder Bruch des Hüllrohrs mit Brennstoffauswaschung

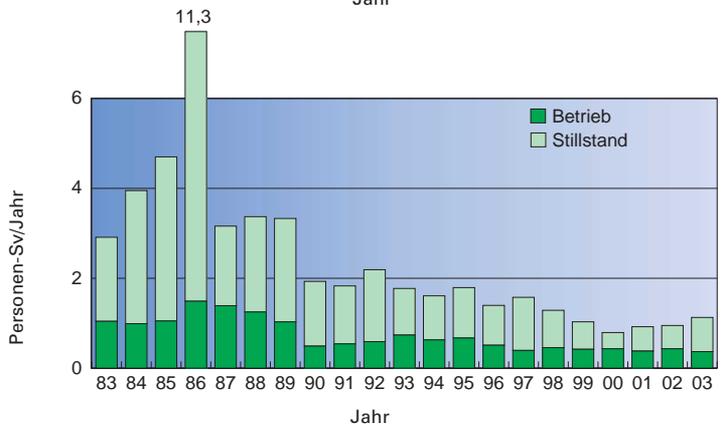
Figur A5

Jahreskollektivdosen (Personen-Sv/Jahr) der Kraftwerke, 1983–2003

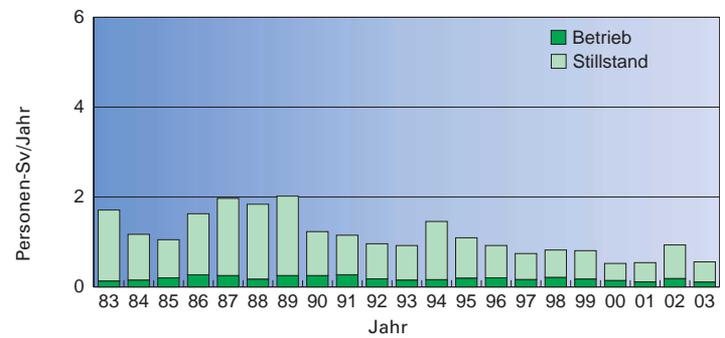
KKB 1, 2



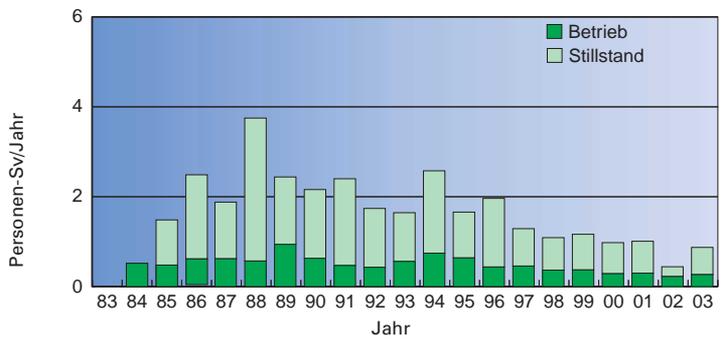
KKM



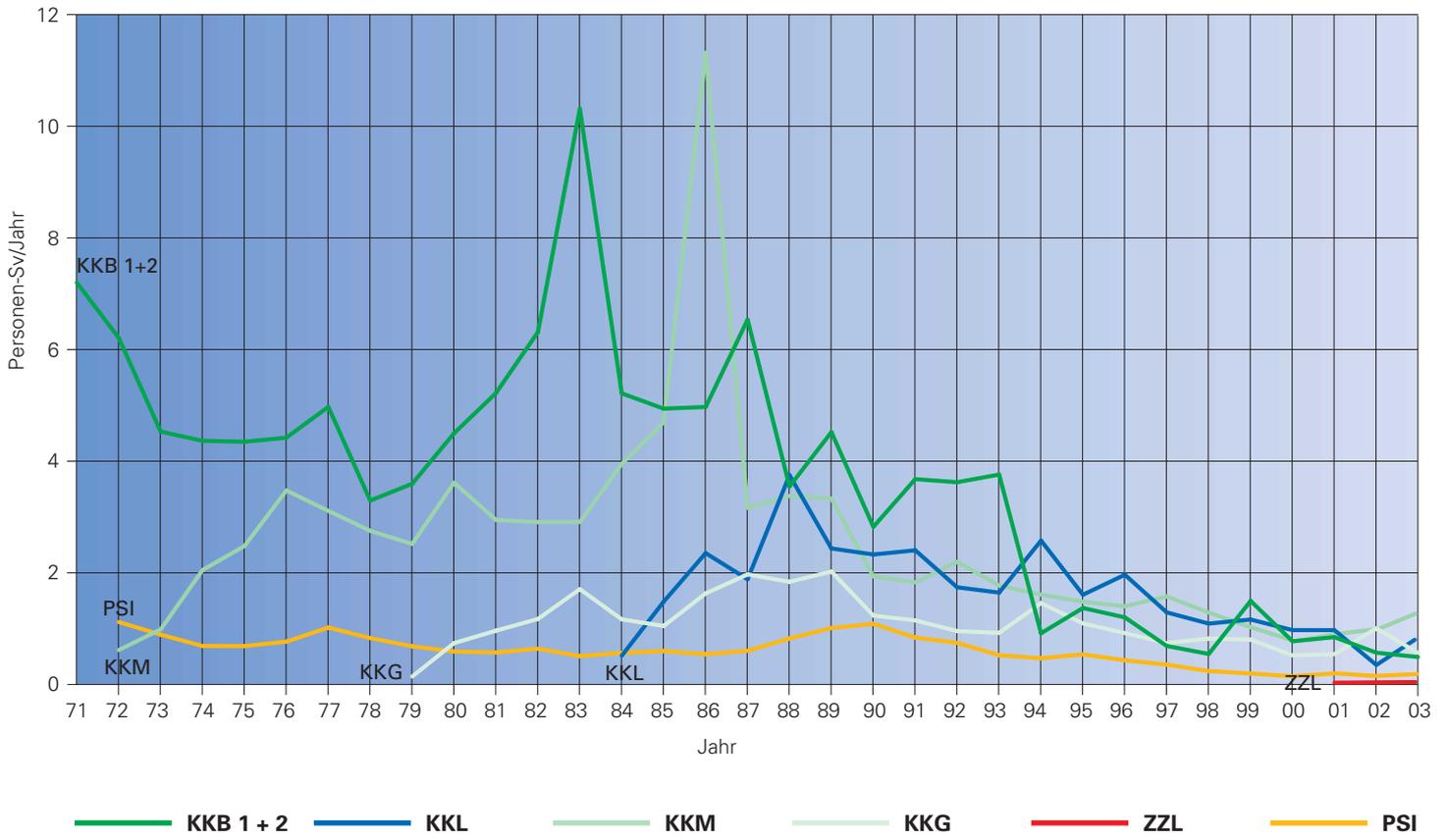
KKG



KKL



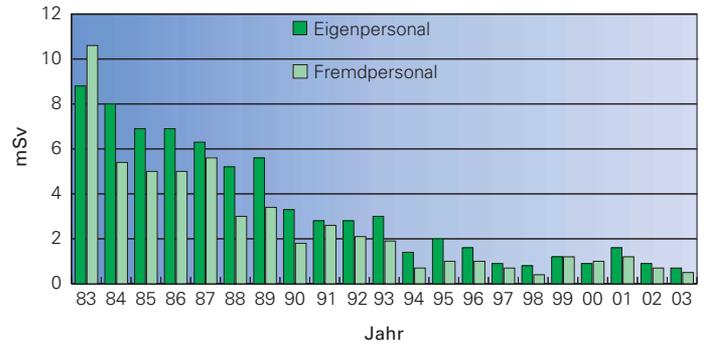
Jahreskollektivdosen (Personen-Sv/Jahr) der Kernanlagen, 1971–2003



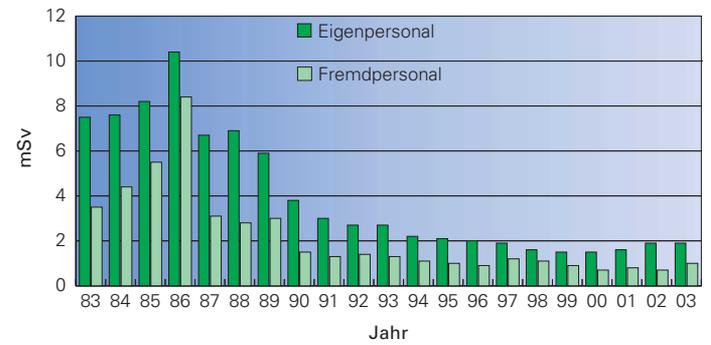
Figur A7

Mittlere Jahresindividuale Dosen (mSv) der Kraftwerke, 1983–2003

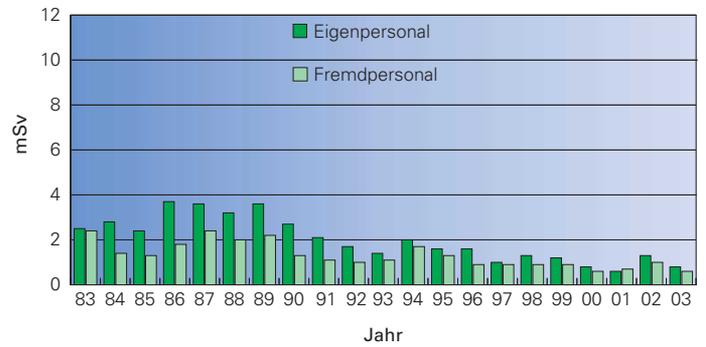
KKB 1, 2



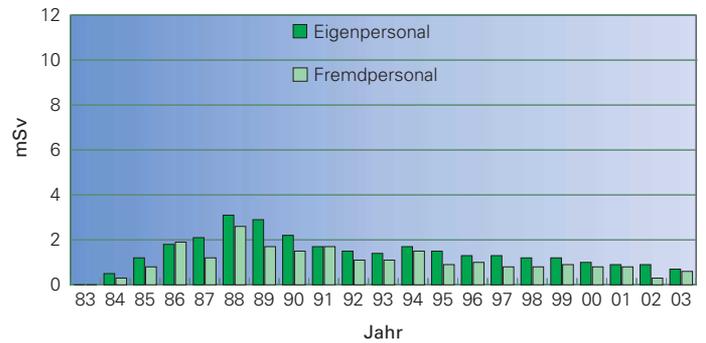
KKM



KKG

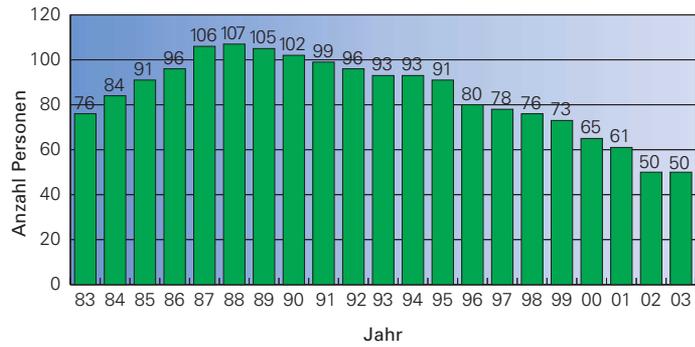


KKL

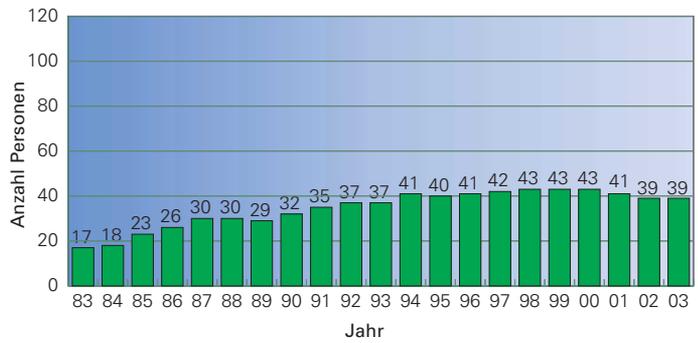


Personen mit einer beruflichen Lebensdosis >200 mSv, Kraftwerke, 1983–2003

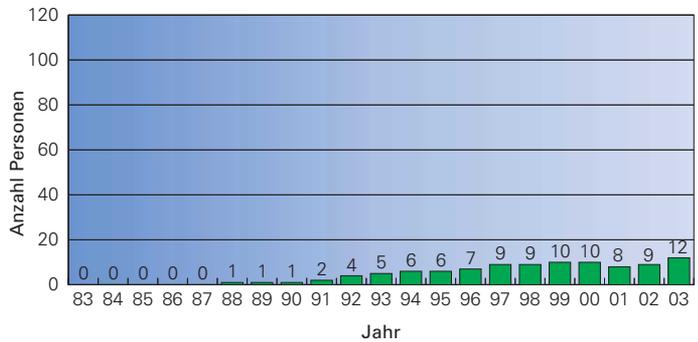
KKB 1, 2



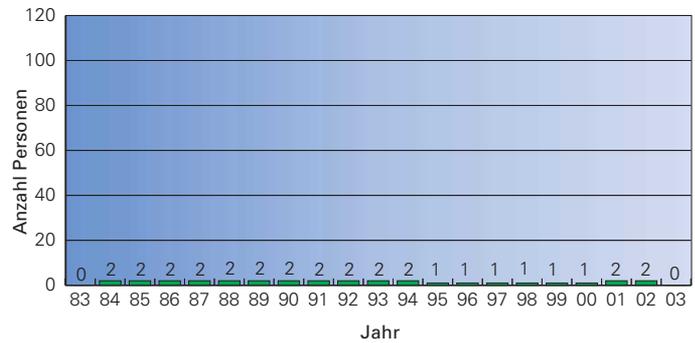
KKM



KKG

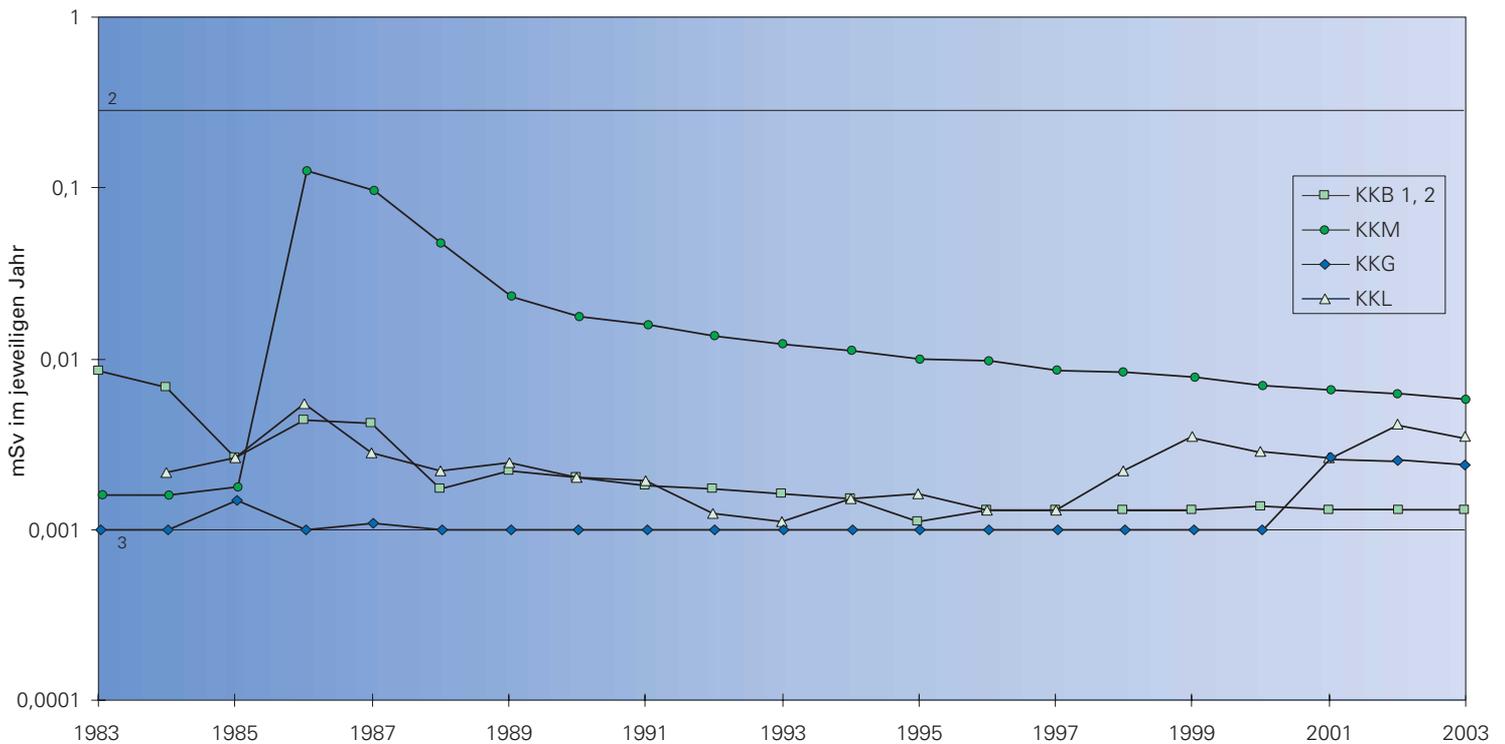


KKL



Figur A9

Berechnete Dosen für die meistbetroffenen Personen¹ (Erwachsene) in der Umgebung der schweizerischen KKW



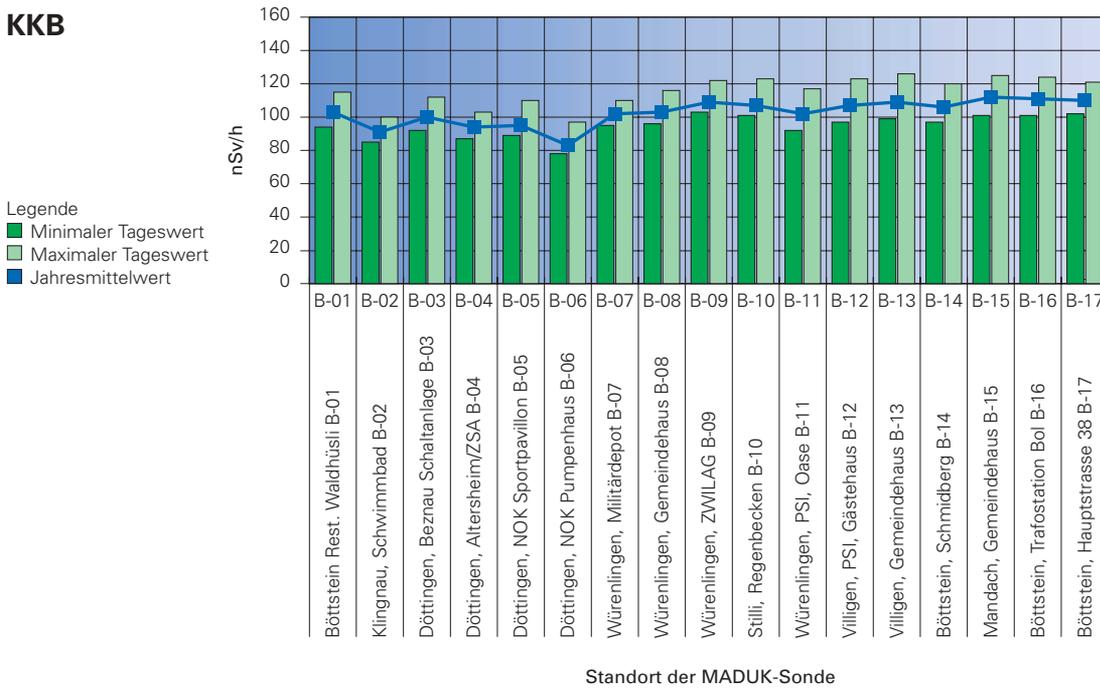
¹ Fiktive Person, die sich dauernd am kritischen Ort aufhält, ihre gesamte Nahrung von diesem Ort bezieht und nur Trinkwasser aus dem Fluss unterhalb des jeweiligen Kernkraftwerkes konsumiert. An diesem Ort ist der Dosisbeitrag durch die Direktstrahlung aus den Kernanlagen vernachlässigbar.

² Quellenbezogener Dosisrichtwert von 0,3 mSv pro Jahr (StSV Art. 7, HSK-Richtlinie R-11).

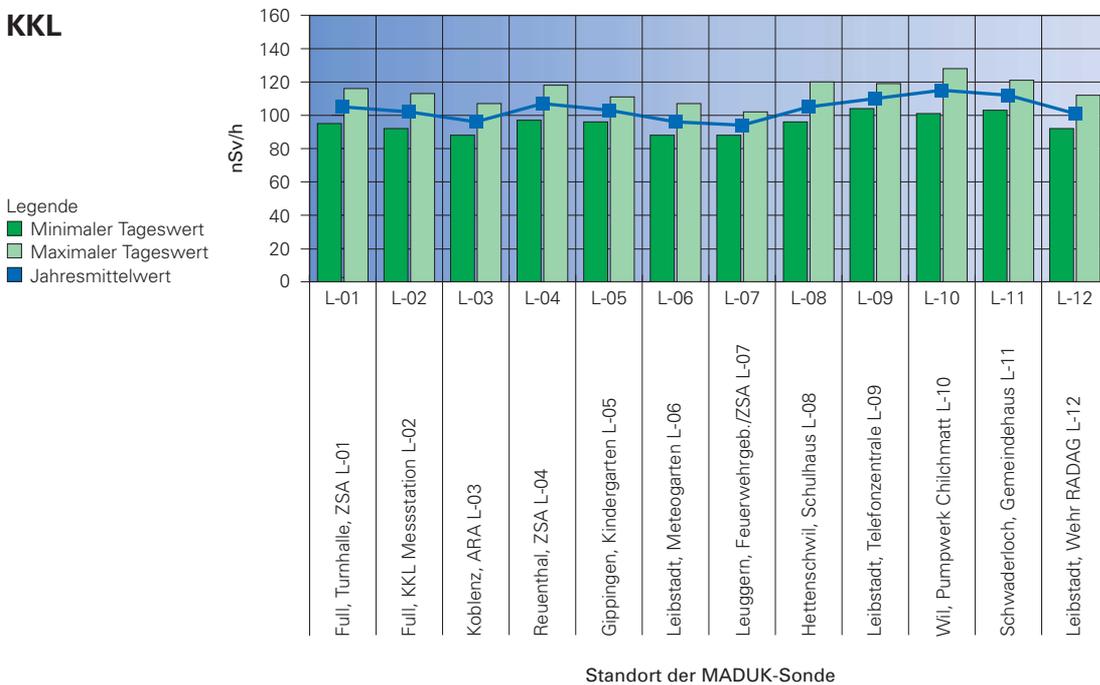
³ Werte kleiner als 0,001 mSv werden in der Figur nicht dargestellt.

Ortsdosisleistung der MADUK-Sonden im Jahre 2003

KKB



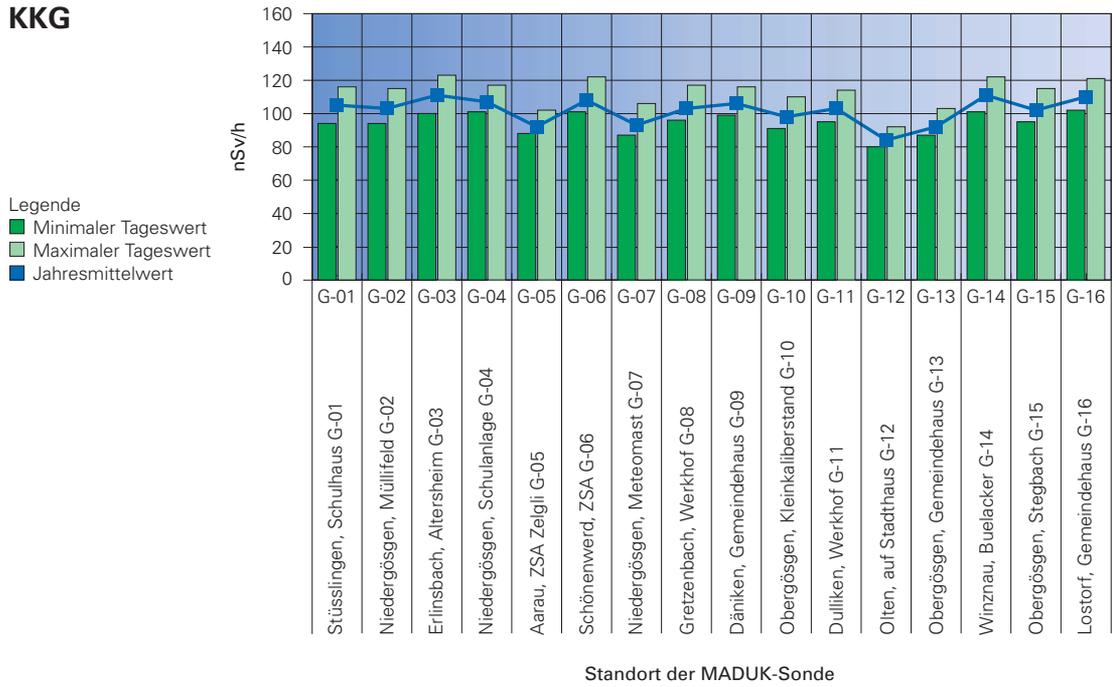
KKL



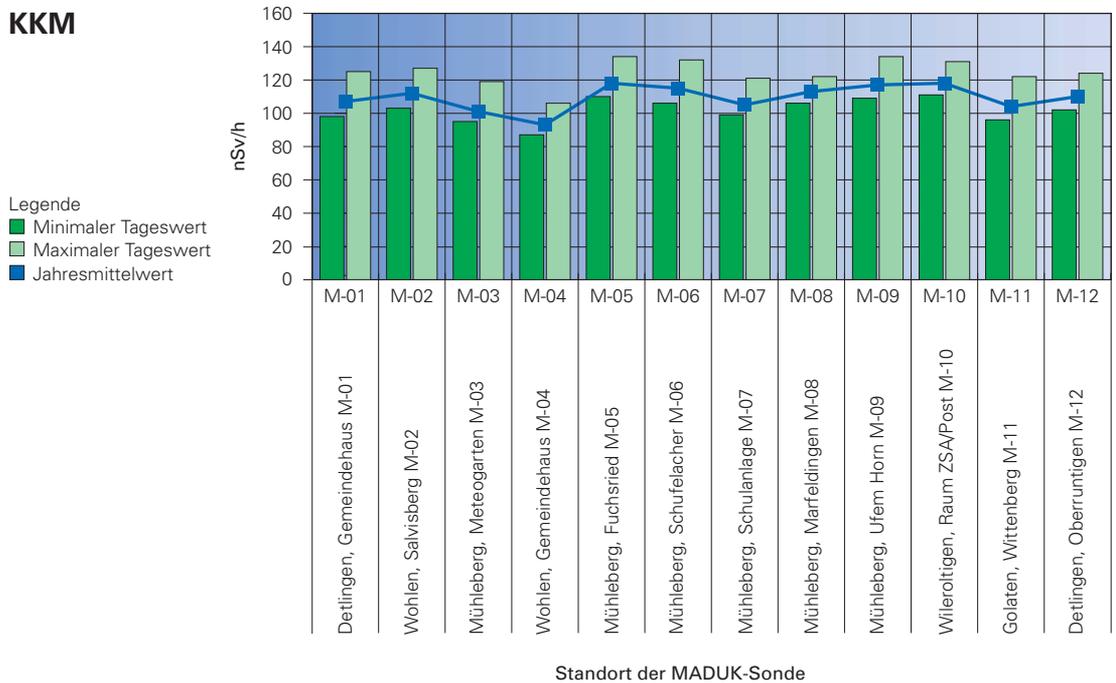
Figur A10 (Fortsetzung)

Ortsdosisleistung der MADUK-Sonden im Jahre 2003

KKG



KKM



| | | |
|-----------------------------|----------------------------------------------------------------|-----|
| Tabelle B1 | Liste der schweizerischen Richtlinien und Empfehlungen | 118 |
| Tabelle B2 | Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES) | 121 |
| Tabelle B3 | Die Hauptdaten der schweizerischen Kernkraftwerke | 123 |
| Figur B1 | Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor | 124 |
| Figur B2 | Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor | 125 |
| Verzeichnis der Abkürzungen | | 128 |

Tabelle B1

Liste der schweizerischen Richtlinien

Hinweis: Alle Richtlinien sind zusätzlich auch auf dem Internet der HSK abrufbar.

| 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 Instituts | Juni 1995 |
| R-08/d | Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung | Mai 1976 |
| R-11/d | Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen | Mai 2003 |
| R-12/d | Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts | Oktober 1997 |
| R-13/d | Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie) | Februar 2002 |
| R-14/d | Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle | Dezember 1988 |
| R-14/e | Conditioning and Interim Storage of Radioactive Waste | Dezember 1988 |
| R-15/d | Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken | Dezember 1999 |
| R-16/d | Seismische Anlageninstrumentierung | Februar 1980 |
| R-17/d | Organisation von Kernkraftwerken | Juni 2002 |
| R-17/e | Organisation of Nuclear Power Plants | June 2002 |
| R-18/d | Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen | Dezember 2000 |
| 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 |

Tabelle B1 (Fortsetzung)

Liste der schweizerischen Richtlinien

Hinweis: Alle Richtlinien sind zusätzlich auch auf dem Internet der HSK abrufbar.

| Richtlinie | Titel der Richtlinie | Datum der gültigen Ausgabe |
|-------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------|
| R-23/d | Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen | Januar 2003 |
| R-25/d | Berichterstattung des Paul Scherrer Instituts sowie der Kernanlagen des Bundes und der Kantone | Juni 1998 |
| R-27/d | Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken | Mai 1992 |
| R-30/d | Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen | Juli 1992 |
| R-31/d | Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen | Oktober 2003 |
| R-32/d | Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen | September 1993 |
| R-35/d | Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik | Mai 1996 |
| R-37/d | Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK | Juli 2001 |
| 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 2000 |
| R-42/e | Responsibility for decisions to implement certain measures to mitigate the consequences of a severe accident at a Nuclear Power Plant | July 2003 |
| R-45/d | Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken | Januar 2004 |
| R-47/d | Prüfungen von Strahlenmessgeräten | Oktober 1999 |
| R-48/d | Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken | November 2001 |

Tabelle B1 (Fortsetzung)

Liste der schweizerischen Richtlinien

Hinweis: Alle Richtlinien sind zusätzlich auch auf dem Internet der HSK abrufbar.

| Richtlinie | Titel der Richtlinie | Datum der gültigen Ausgabe |
|-------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------|
| R-49/d | Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen | Dezember 2003 |
| R-50/d | Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen | März 2003 |
| R-52/d | Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung | Juli 2003 |
| R-52/e | Transport and Storage Casks (T/S-Casks) for interim storage | November 2003 |
| R-60/d | Überprüfung der Brennelementherstellung | März 2003 |
| R-100/d | Anlagezustände eines Kernkraftwerks | Juni 1987 |
| R-101/d | Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren | Mai 1987 |
| R-101/e | Design Criteria for Safety Systems of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors | Mai 1987 |
| R-102/d | Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz | Dezember 1986 |
| R-102/e | Design Criteria for the Protection of Safety Equipment in Nuclear Power Stations against the Consequences of Airplane Crash | Dezember 1986 |
| R-103/d | Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle | November 1989 |

Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES)

Die Internationale Skala für den Schweregrad von Störfällen in Kernanlagen (International Nuclear Event Scale INES der International Atomic Energy Agency IAEA und der OECD Nuclear Energy Agency NEA), seit Anfang 1990 in Probeanwendung und seit 1992 definitiv in Funktion, informiert Medien und Bevölkerung bei Störfällen nach einem gemeinsamen Bewertungsmassstab (IAEA INES User Manual). Damit wird die Bedeutung von Störfällen in eine international gemeinsame Perspektive gesetzt. Die Meldungen werden durch die nuklearen Aufsichtsbehörden bzw. deren Vertreter überprüft oder herausgegeben.

Nun ist über Internet ein Zugriff auf die wichtigen Informationen bei Störfällen unter der Internetadresse «www-news.iaea.org/news/» möglich. Es werden aus administrativen Gründen jeweils die Ereignisse der letzten 6 Monate angezeigt.

Die Skala unterscheidet sieben Stufen, 1 bis 7, von Vorkommnissen nach ihrer Sicherheitsbedeutung (Stufe 0 sind Ereignisse ohne Sicherheitsrelevanz):

| Stufe | Bezeichnung | Kriterien | Beispiele |
|-------|--------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------|
| 7 | Schwerwiegender Unfall | <ul style="list-style-type: none"> • Freisetzung eines grossen Teiles des Kerninventars in die Umgebung in Form einer Mischung kurz- und langlebiger Aktivstoffe (mehr als 10 000 TBq Iod-131-Äquivalent). <p>Bemerkung: Akute Gesundheitsschäden möglich. Späte Gesundheitsschäden über grosse Gebiete, wahrscheinlich über die Landesgrenze hinaus. Langfristige Beeinträchtigung der Umwelt.</p> | Tschernobyl, UdSSR, 1986 |
| 6 | Ernsthafter Unfall | <ul style="list-style-type: none"> • Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung (1000 bis 10 000 TBq Iod-131-Äquivalent). <p>Bemerkung: Voller Einsatz lokaler Notfallschutzmassnahmen höchstwahrscheinlich notwendig, um Gesundheitsschäden in der Bevölkerung zu begrenzen.</p> | |
| 5 | Unfall mit Gefährdung der Umgebung | <ul style="list-style-type: none"> • Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung (100 bis 1000 TBq Iod-131-Äquivalent). <p>Bemerkung: Teilweiser Einsatz von Notfallschutzmassnahmen in einigen Fällen notwendig, um die Wahrscheinlichkeit von Gesundheitsschäden zu verringern.</p> <ul style="list-style-type: none"> • Schwere Kernschäden mit Freisetzung einer grossen Menge Radioaktivität innerhalb der Anlage. | <p>Windscale, England, 1957</p> <p>Three Mile Island, USA 1979</p> |
| 4 | Unfall ohne signifikante Gefährdung der Umgebung | <ul style="list-style-type: none"> • Freisetzung von radioaktiven Stoffen, die für die meistexponierte Person ausserhalb der Anlage eine Dosis von wenigen Millisievert ergibt. <p>Bemerkung: Notfallschutzmassnahmen im Allgemeinen nicht notwendig, ausser möglicherweise lokale Lebensmittelkontrollen.</p> <ul style="list-style-type: none"> • Teilweise Beschädigung des Reaktorkerns wegen mechanischer Einwirkungen und/oder Schmelzen. • Bestrahlung von Personal derart, dass ein akuter Todesfall wahrscheinlich ist. | <p>Saint Laurent, Frankreich, 1980</p> <p>Tokaimura, Japan, 1999</p> |

Tabelle B2 (Fortsetzung)**Internationale Störfall-Bewertungsskala für Kernanlagen (INES)**

| Stufe | Bezeichnung | Kriterien | Beispiele |
|-------|---------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------|
| 3 | Ernsthafter Zwischenfall | <ul style="list-style-type: none"> • Freisetzung radioaktiver Stoffe über bewilligten Grenzwerten, die zu einer Dosis in der Grössenordnung von einigen Zehntel Millisievert für die meistexponierte Person führen kann. • Bestrahlung von Personal derart, dass eine akute Strahlenerkrankung zu erwarten ist. Schwerwiegende Kontamination in der Anlage. • Störfälle, bei denen ein zusätzliches Versagen von Sicherheitseinrichtungen zu Unfällen führen könnte, oder eine Situation, in welcher Sicherheitseinrichtungen einen Unfall nicht verhindern könnten, falls bestimmte auslösende Vorkommnisse eintreten würden. | Vandellos, Spanien, 1989 |
| 2 | Zwischenfall | <ul style="list-style-type: none"> • Vorkommnisse mit wesentlichen Versagen von Sicherheitseinrichtungen, aber mit ausreichender Sicherheitsvorsorge, um auch mit zusätzlichen Fehlern fertig zu werden. Vorkommnisse der Stufe 1 mit signifikanten Mängeln in der Sicherheitskultur¹. • Vorkommnisse mit Bestrahlung von Personal höher als die jährliche Dosislimite. Signifikante Verbreitung von Radioaktivität innerhalb der Anlage, welche auslegungsgemäss nicht zu erwarten war. | |
| 1 | Anomalie | <ul style="list-style-type: none"> • Anomalie ausserhalb der vorgeschriebenen Betriebsbedingungen. Sie kann auf Versagen von Ausrüstungen, menschliche Fehlhandlungen oder Verfahrensmängel zurückzuführen sein. Vorkommnis ohne direkte Sicherheitsbedeutung, das Mängel in der Sicherheitskultur aufzeigt. | |
| 0 | Nicht sicherheits-signifikante Vorkommnisse | <ul style="list-style-type: none"> • Hierher gehören Vorkommnisse ohne Überschreitung von betrieblichen Grenzwerten und Bedingungen, welche mit geeigneten Verfahren beherrscht werden. <p>Beispiele: Bei periodischen Prüfungen festgestellter Einzelfehler in einem redundanten System. Automatische Reaktorabschaltung mit normalen Anlageverhalten. Leckagen innerhalb Betriebslimiten Alle Beispiele ohne grösseren Zusammenhang mit der Sicherheitskultur.</p> | |

¹ Unter Mängel in der Sicherheitskultur werden im IAEA INES User Manual folgende Beispiele zum Verständnis angegeben:

- eine Verletzung der Technischen Spezifikation (d.h. Bedingung für den sicheren Betrieb)
- die Verletzung einer wichtigen Vorschrift ohne Rechtfertigung
- ein systematischer Mangel im Qualitätsmanagementsystem
- eine Anhäufung von menschlichen Fehlern
- ein Versagen, die radioaktiven Materialien unter ausreichender Kontrolle zu halten
- die Wiederholung eines bedeutsamen Ereignisses (Lektionen wurden nicht gelernt, korrigierende Massnahmen wurden nicht ergriffen).

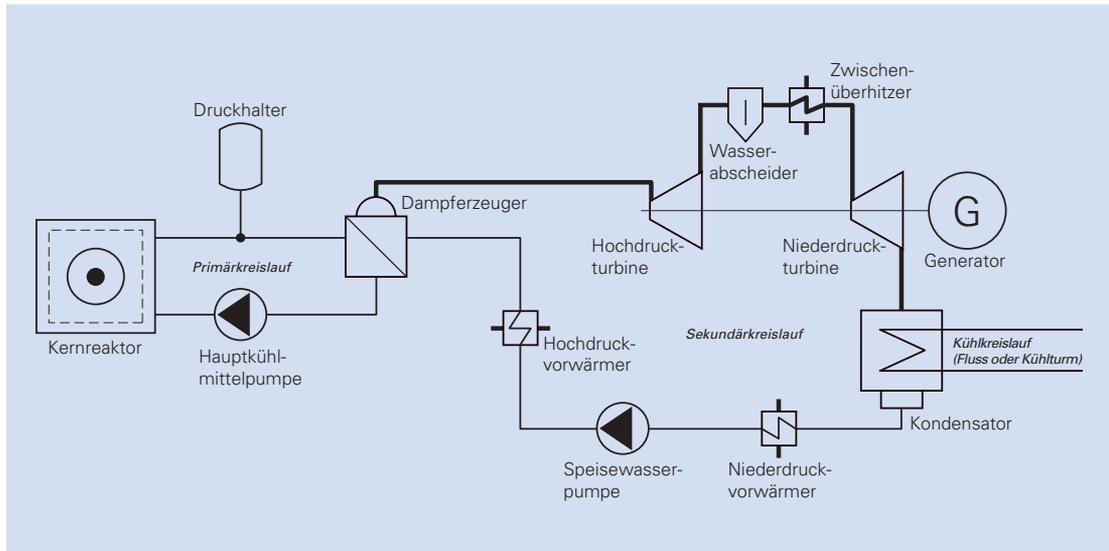
Tabelle B3

Die Hauptdaten der schweizerischen Kernkraftwerke

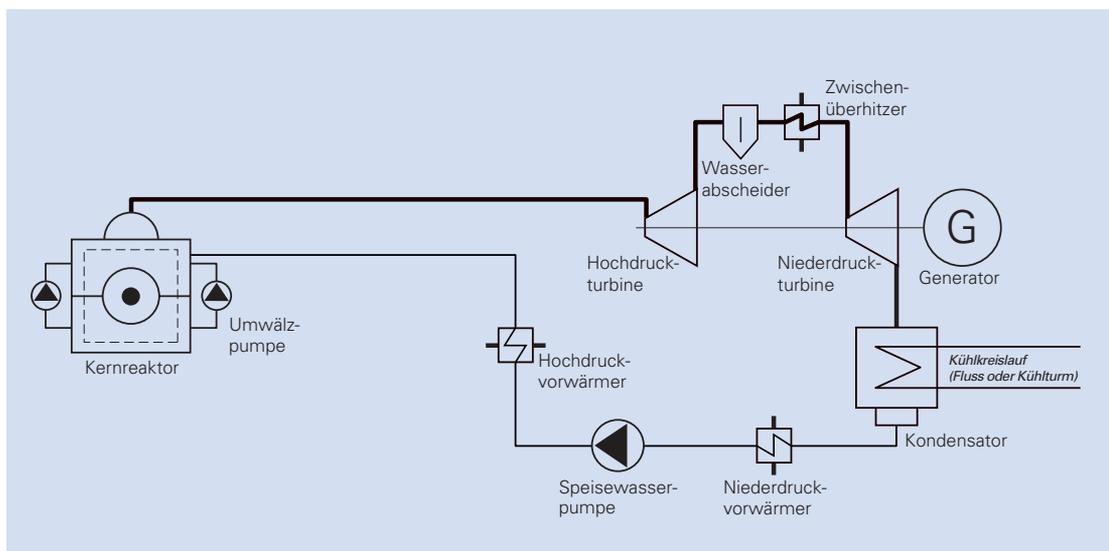
| | KKB 1 | KKB 2 | KKM | KKG | KKL |
|---------------------------------|-------------------|-------------------|------------------|------------------|------------------|
| Thermische Leistung [MW] | 1 130 | 1 130 | 1 097 | 3 002 | 3 600 |
| Elektrische Bruttoleistung [MW] | 380 | 380 | 372 | 1 020 | 1 220 |
| Elektrische Nettoleistung [MW] | 365 | 365 | 355 | 970 | 1 165 |
| Reaktortyp | Druck- wasser | Druck- wasser | Siede- wasser | Druck- wasser | Siede- wasser |
| Reaktorlieferant | Westing- house | Westing- house | GE | KWU | GE |
| Turbinenlieferant | BBC | BBC | BBC | KWU | BBC |
| Generatordaten [MVA] | 2·228 | 2·228 | 2·214 | 1 140 | 1 318 |
| Kühlung | Fluss- wasser | Fluss- wasser | Fluss- wasser | Kühlturm | Kühlturm |
| Kommerzielle Inbetriebnahme | 1969 | 1971 | 1972 | 1979 | 1984 |

Figur B1

Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit **Druckwasserreaktor**

**Figur B2**

Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit **Siedewasserreaktor**



VERZEICHNIS DER ABKÜRZUNGEN

| | |
|-----------|-------------------------------------------------------------------------------------|
| ADR | European Agreement concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road |
| AGT | Abfallgebindetypen |
| AIRS | Advanced Incident Reporting System |
| AkEnd | Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte |
| AM | Accident Management |
| ANPA | System zur automatischen Übertragung der Anlageparameter der KKW zur HSK |
| AÜP | Alterungsüberwachungsprogramm |
| <hr/> | |
| BAG | Bundesamt für Gesundheit |
| BBT | Bundesamt für Berufsbildung und Technologie |
| BFE | Bundesamt für Energie |
| BNFL | British Nuclear Fuels Ltd. |
| Bq | Becquerel |
| BZL | Bundeszwischenlager |
| BE | Brennelement |
| <hr/> | |
| CENS | Centre for Nuclear Safety in Central and Eastern Europe |
| CFS | Commission Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires |
| CIS/DAISY | Chemie Informationssystem/Daten-Analyse- und Informationssystem |
| COGEMA | Compagnie Générale des Matières Nucléaires, La Hague |
| CSF | Chernobyl Shelter Fund |
| <hr/> | |
| DE | Dampferzeuger |
| DEZA | Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit |
| DSK | Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen |
| DWR | Druckwasserreaktor |
| <hr/> | |
| EBRD | European Bank for Reconstruction and Development |
| EDA | Eidgenössisches Departement für auswärtige Angelegenheiten |
| EK | Erdbebenklasse |
| EKRA | Expertengruppe Entsorgungskonzepte für Radioaktive Abfälle |
| EOR | Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität |
| EPFL | Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne |
| EPRI | Electric Power Research Institute, USA |
| ETH | Eidgenössische Technische Hochschule |
| EU | Europäische Union |
| <hr/> | |
| GfS | Gesellschaft für Simulatorschulung |
| GNW | Genossenschaft für die Nukleare Entsorgung Wellenberg |
| GRS | Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit |
| GSKL | Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter |
| GWh | Gigawattstunde = 10 ⁹ Wattstunden |
| <hr/> | |
| HAA | Hochradioaktive Abfälle |
| HRA | Human Reliability Analysis |
| HRP | Halden Research Projekt, Norwegen |
| HSK | Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Würenlingen |

| | |
|------------------|--------------------------------------------------------------------------------------|
| HTR | Hochtemperatur-Reaktor |
| IAEA | International Atomic Energy Agency (Internationale Atomenergieagentur), Wien |
| IGA | Institut de Génie Atomique |
| INES | International Nuclear Event Scale (Internationale Störfall-Bewertungsskala) |
| IRA | Institut de radiophysique appliquée, Lausanne |
| IRS | Incident Reporting System |
| KGL | Kontrollierte geologische Langzeitlagerung |
| KKB | Kernkraftwerk Beznau |
| KKG | Kernkraftwerk Gösgen |
| KKL | Kernkraftwerk Leibstadt |
| KKM | Kernkraftwerk Mühleberg |
| KKW | Kernkraftwerk |
| KNE | Kommission Nukleare Entsorgung |
| KOMABC | Eidgenössische Kommission für ABC Schutz |
| KSA | Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen |
| KSR | Eidgenössische Kommission für Strahlenschutz und Überwachung der Radioaktivität |
| kV | Kilovolt = 10^3 Volt, Spannungseinheit |
| LAR | Leitender Ausschuss Radioaktivität |
| LMA | Langlebige mittelradioaktive Abfälle |
| LOCA | Loss of coolant accident |
| LWR | Leichtwasserreaktor |
| MAA | Mittelradioaktive Abfälle |
| MADUK | Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernanlagen |
| MeV | Mega-Elektronenvolt = 10^6 Elektronenvolt |
| MGy | Mega-Gray = 10^6 Gray (1 Gray = 100 rad) |
| MIF | Medizin, Industrie und Forschung |
| MOX | Mischoxid (Uran-Plutonium-Gemisch) |
| mSv | Millisievert = 10^{-3} Sievert |
| μ Sv | Mikrosievert = 10^{-6} Sievert |
| MW | Megawatt = 10^6 Watt, Leistungseinheit |
| MW _e | Megawatt elektrische Leistung |
| MW _{th} | Megawatt thermische Leistung |
| NADAM | Netz für automatischen Dosis-Alarm und Messung |
| Nagra | Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle |
| NANO | Nachrüstung Notstandsystem, KKB |
| NAZ | Nationale Alarmzentrale, Zürich |
| NEA | Nuclear Energy Agency |
| NERS | Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programmes |
| NFO | Notfallorganisation |
| NOK | Nordostschweizerische Kraftwerke AG |
| NRC | Nuclear Regulatory Commission, USA |
| NSA | Nuclear Safety Account |
| NSC | Convention on Nuclear Safety |
| NTB | Nagra Technischer Bericht |
| OECD | Organisation for Economic Co-operation and Development |
| OSART | Operational Safety Review Team (IAEA) |

| | |
|--------------|------------------------------------------------------------------------------|
| Personen-mSv | Personen-Millisievert = 10^{-3} Personen-Sievert |
| Personen-Sv | Personen-Sievert = Kollektivstrahlendosis (1 Personen-Sv = 100 Personen-rem) |
| PSA | Probabilistische Sicherheitsanalyse |
| PSI | Paul Scherrer Institut, Würenlingen und Villigen |
| PSÜ | Periodische Sicherheitsüberprüfung |
| <hr/> | |
| QM | Qualitätsmanagement |
| QS | Qualitätssicherung |
| <hr/> | |
| RDB | Reaktordruckbehälter |
| REFUNA | Regionale Fernwärmeversorgung Unteres Aaretal |
| RID | Regulations concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Rail |
| <hr/> | |
| SAA | Schwachradioaktive Abfälle |
| SAMG | Severe Accident Management Guidance |
| SBB | Schweizerische Bundesbahnen |
| seco | Staatssekretariat für Wirtschaft |
| SK | Sicherheitsklasse |
| SMA | Schwach- und mittelradioaktive Abfälle |
| SR | Systematische Sammlung des Bundesrechts |
| StSG | Strahlenschutzgesetz |
| StSV | Strahlenschutzverordnung |
| SUeR | Sektion Überwachung der Radioaktivität, Freiburg |
| SUSAN | Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme, KKM |
| SUVA | Schweizerische Unfallversicherungsanstalt, Luzern |
| Sv | Sievert = Strahlendosisäquivalent (1 Sv = 100 rem) |
| SVA | Schweizerische Vereinigung für Atomenergie |
| SVTI | Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen |
| SWR | Siedewasserreaktor |
| <hr/> | |
| TBq | Terabecquerel (1 TBq = 10^{12} Bq) |
| THORP | Thermal Oxyde Reprocessing Plant |
| TL-Behälter | Transport- und Lagerbehälter |
| TLD | Thermolumineszenz-Dosimeter |
| <hr/> | |
| UVEK | Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation |
| <hr/> | |
| VAKL | Versuchsatomkraftwerk Lucens |
| VSE | Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke |
| <hr/> | |
| WANO | World Association of Nuclear Operators |
| WENRA | Western European Nuclear Regulators' Association |
| Wh | Wattstunde |
| <hr/> | |
| ZWIBEZ | Zwischenlager für radioaktive Abfälle, KKW Beznau |
| ZWILAG | Zwischenlager Würenlingen AG |
| ZZL | Zentrales Zwischenlager Würenlingen |

Impressum

HSK Jahresbericht 2003

Herausgeber

Hauptabteilung für die Sicherheit
der Kernanlagen (HSK)

CH-5232 Villigen-HSK

Telefon ++41(0)56 310 38 11

Telefax ++41(0)56 310 39 95

und ++41(0)56 310 39 07

zu beziehen bei

Hauptabteilung für die Sicherheit
der Kernanlagen

Informationsdienst

CH-5232 Villigen-HSK

oder per E-Mail

Infodienst@hsk.ch

Übersetzungen

Dieser Jahresbericht ist auch in den
Sprachen Französisch und Englisch
erhältlich.

Massgebend ist die deutsche Fassung.

Zusätzlich zu diesem Jahresbericht...

...informiert die HSK in separaten
Publikationen über weitere Aufgaben
aus ihrem Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

abrufbar unter

www.hsk.ch

© HSK, April 2004