

**Zur Sicherheit
des
Kernkraftwerkes Isar 1 (KKI 1)**

Juli 2010

Erstellt im Auftrag des Bayerischen Staatsministeriums
für Umwelt und Gesundheit
von der TÜV SÜD Industrie Service GmbH
Energie und Technologie

Inhaltsverzeichnis	Seite
Zusammenfassung	3
1 Einleitung	6
2 Auslegung der Anlage KKI 1	7
3 Betrieb der Anlage KKI 1	15
4 Alterungsmanagement	21
5 Werkstoffe von Rohrleitungen und Komponenten	24

Zusammenfassung

Das Kernkraftwerk Isar 1 (KKI 1) wurde mit Baubeginn im Jahre 1972 als Siedewasserreaktor (SWR) der Reaktorbaulinie 69 (SWR 69) mit einer elektrischen Bruttoleistung von 907 MW errichtet. Im März 1979 ging die Anlage in den kommerziellen Leistungsbetrieb. Durch Verbesserung des Wirkungsgrades der Turbine wurde die elektrische Bruttoleistung später auf 912 MW erhöht.

Im Zuge des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens wurden sicherheitstechnische Auslegung und Konstruktion der Anlage anhand der zur damaligen Zeit vorliegenden Sicherheitskriterien, Leitlinien und kerntechnischen Regeln vorgenommen. Dabei wurde ein Sicherheitskonzept realisiert, das im Grundsatz bereits mit den heutigen Prinzipien des gestaffelten Sicherheitskonzepts, der Sicherheitsbarrieren zum Einschluss radioaktiver Stoffe sowie den Prinzipien von Redundanz (mehrfach und unabhängig voneinander vorhandene Einrichtungen) und Diversität (physikalisch oder technisch verschiedenartige Einrichtungen) konform geht. Insbesondere wurde bei der Systemauslegung das Einzelfehlerkonzept umgesetzt, d. h. in einem Anforderungsfall wird in den Sicherheitseinrichtungen unabhängig vom auslösenden Ereignis gleichzeitig ein nicht bekannter Einzelfehler und der Wartungs- und Instandhaltungsfall unterstellt. In der Anlage wurde somit ein anforderungsgerechtes und wirksames Sicherheitskonzept realisiert, auf dessen Basis im Rahmen der Genehmigung die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden bestätigt wurde.

Ausgehend von dieser Anlagenauslegung ist es in der Kerntechnik Grundprinzip, dass Erkenntnisse und Erfahrungen aus dem Betrieb der jeweiligen Anlage selbst, aus vergleichbaren Anlagen weltweit, aus der Fortentwicklung der Technik und aus der Fortschreibung des Regelwerkes systematisch verfolgt und daraus Verbesserungs- bzw. Modernisierungsmaßnahmen abgeleitet werden. Ein entsprechender Prozess zur kontinuierlichen Verbesserung ist im Sicherheitsmanagement der Anlage KKI 1 implementiert. In der Anlage wurden seit der Inbetriebnahme ca. 3.000 Änderungsanträge gestellt, geprüft und umgesetzt. Durch diese zum Teil sehr umfangreichen Nachrüstungs- bzw. Optimierungsmaßnahmen wurde bzw. wird die Anlage kontinuierlich verbessert und damit systematisch dem fortschreitenden Stand der Sicherheitstechnik nachgeführt. Beispielhaft ist der umfangreiche Austausch von Rohrleitungen im Reaktorgebäude und Maschinenhaus gegen Rohrleitungen aus Werkstoffen mit verbesserten Eigenschaften genannt, um den erkannten Korrosionsmechanismen und der Korrosionsrissobildung zu begegnen. Die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen und der Betriebsüberwachung bestätigen die Wirksamkeit dieser Maßnahmen. Insgesamt befindet sich die Anlage KKI 1 auf einem modernisierten und weiterentwickelten sicherheitstechnischen Stand.

Diese Einschätzung wird auch durch die Ergebnisse der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) bestätigt. Mit dieser international etablierten Methodik zur Bewertung des Sicherheitsniveaus einer Anlage werden die Kernschadenshäufigkeiten ermittelt und es wird die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes der jeweiligen An-

lage beurteilt. Die für die Anlage KKI 1 erzielten Ergebnisse bei den Kernschadenshäufigkeiten erfüllen nicht nur die internationalen Zielwerte für bestehende Anlagen sondern auch die strengeren Maßstäbe für neu zu errichtende Anlagen. Die Gesamtbewertung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) bestätigt, dass mit den zur Störfallbeherrschung vorhandenen Systemfunktionen die Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist und die Anlage KKI 1 über ein ausgewogenes Sicherheitskonzept verfügt.

Auch Art und Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse stützen die vorgenommene Bewertung des Sicherheitsniveaus der Anlage und lassen keine negativen Trends oder Schwächen der sicherheitstechnischen Auslegung erkennen. Die sicherheitstechnische Bedeutung der meldepflichtigen Ereignisse ergibt sich aus der international anerkannten, 1991 eingeführten siebenstufigen INES-Skala der IAEA. Daran gespiegelt lagen bis auf ein Ereignis der Stufe 1 („Störung“) alle seither eingetretenen meldepflichtigen Ereignisse in KKI 1 auf der Stufe 0, d. h. unterhalb der Skala („keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung“). Ereignisse der Stufe 2 („Störfall“) und höher traten nicht auf.

Um die Einhaltung der spezifizierten Qualität und Funktion von Systemen, Komponenten und Anlagenteilen über die gesamte Betriebszeit sicherzustellen, sind in der Anlage KKI 1 umfangreiche technische und organisatorische Maßnahmen getroffen. Besonders hervorzuheben ist das Alterungsmanagement mit dem zeit- und betriebsbedingte Veränderungen erfasst werden und möglichen schädlichen Auswirkungen entgegengewirkt wird. Hierzu verfügt die Anlage KKI 1 z. B. über eine betriebliche Überwachung der auftretenden Belastungen (Lastfälle, Lastzyklen) an Komponenten der Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels (DFU) sowie über ein Ermüdungsüberwachungssystem zur Erfassung von ermüdungsrelevanten Temperaturbelastungen. Aktuelle Auswertungen zeigen, dass die bisher aufgetretenen Lastzyklen bei weitem nicht die bei der Errichtung der Anlage zugrunde gelegten Häufigkeiten erreichen. Dies gilt auch für die Einhaltung des zulässigen Ermüdungsgrades der überwachten Bauteile. Die Anlage verfügt folglich über deutliche Auslegungsreserven.

Die Anlage KKI 1 unterliegt insgesamt einer ständigen und unabhängigen Überwachung durch die Aufsichtsbehörde mit ihren Sachverständigen. Um den ordnungsgemäßen Zustand und die Funktion von Systemen und Komponenten in regelmäßigen zeitlichen Abständen zu verifizieren, finden bei Anlagenbetrieb und Anlagenrevision wiederkehrende Prüfungen statt, in einem Betriebsjahr mit Brennelementwechsel ca. 1.100 Prüfungen in Begleitung von Sachverständigen. Hierbei erkannte Abweichungen werden erfasst und behoben. Zusätzlich wird die gesamte Anlage im Rahmen von Betriebsbegehungen von Behörde und Sachverständigen regelmäßig und systematisch nach definierten Kriterien überprüft, einschließlich Einsichtnahme in Betriebsaufzeichnungen und Anlagendokumentation. Diese Betriebsbegehungen dienen u. a. der Kontrolle, ob Zustand und Funktion der Anlagenteile den behördlichen Genehmigungen, Auflagen und Anordnungen entsprechen. Änderungen in der Anlage werden vor Umsetzung sicherheitstechnisch bewertet und bezüglich ihrer

Eignung geprüft. Ereignisse und Erkenntnisse in anderen Anlagen werden systematisch im Hinblick auf ihre Übertragbarkeit auf die Anlage KKI 1 ausgewertet; daraus abgeleitete Verbesserungsmaßnahmen werden umgesetzt.

Mit den genannten Maßnahmen wird die Sicherheit der Anlage kontinuierlich überwacht.

Zusammenfassend kommen wir zu dem Ergebnis, dass die Anlage KKI 1 - ausgehend von der Grundausslegung - unter Berücksichtigung der kontinuierlichen Modernisierung und Verbesserung sowie des wirksamen Betriebsmanagements in Verbindung mit einer ständigen unabhängigen Überwachung durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde mit ihren Sachverständigen auf einem hohen Sicherheitsniveau betrieben wird. Die Beherrschung der Auslegungstörfälle ist sichergestellt.

Um auch in Zukunft das vorhandene hohe Sicherheitsniveau der Anlage KKI 1 beizubehalten bzw. noch weiter zu erhöhen, um weitere Sicherheitsreserven zu schaffen und dem fortschreitenden Stand der Sicherheitstechnik zu folgen, werden weitere in die Zukunft gerichtete Maßnahmen geplant. Der im Sicherheitsmanagement der Anlage KKI 1 implementierte Prozess der kontinuierlichen Verbesserung wird damit umgesetzt.

München, im Juli 2010

TÜV SÜD Industrie Service GmbH
Energie und Technologie

1 Einleitung

Im Zusammenhang mit der Diskussion zur Laufzeitverlängerung von Kernkraftwerken werden auch Sicherheitsfragen zur Auslegung und zum Betrieb der Anlage KKI 1 diskutiert. Im Auftrag des StMUG berichten wir nachfolgend zur Sicherheit der Anlage KKI 1.

Die TÜV SÜD Industrie Service GmbH, Geschäftsfeld Energie und Technologie (TÜV SÜD) bzw. ihre Vorgängerorganisationen erbringen seit den Anfängen der friedlichen Nutzung der Kernenergie auf nationaler und internationaler Ebene Leistungen auf dem Gebiet der Sicherheit und Qualität in der Kerntechnik und im Strahlenschutz und decken dabei alle einschlägigen Fachgebiete interdisziplinär ab. Die Sachverständigen des TÜV SÜD verfügen über vertiefte Kenntnisse des Atom- und Strahlenschutzrechts, d. h. des gesetzlichen und untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks. Aufgrund der langjährigen Mitarbeit in Gremien der Reaktorsicherheits-, der Strahlenschutz- und der Entsorgungskommission sowie des Kerntechnischen Ausschusses ist der TÜV SÜD stets mit den aktuellen Regeln und der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Schadensvorsorge vertraut.

Der Antrag zur Errichtung der Anlage KKI 1 wurde vom TÜV SÜD im Auftrag der bayerischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde begutachtet, die Umsetzung der Teilerrichtungsgenehmigungen wurde im Rahmen der Errichtungsaufsicht gutachtlich begleitet. Seit der Inbetriebnahme der Anlage KKI 1 im Jahr 1979 ist der TÜV SÜD kontinuierlich als im Rahmen des Aufsichtsverfahrens zugezogener Sachverständiger u. a. bei der Begutachtung von Anlagenänderungen, meldepflichtigen Ereignissen und Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), bei Betriebsbegehungen sowie bei der Teilnahme an wiederkehrenden Prüfungen und bei Inbetriebsetzungsprüfungen tätig. Darüber hinaus wurden sicherheitstechnische Gutachten erstellt, welche die technische Basis für Änderungs-genehmigungen bildeten, und Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) begutachtet.

Die ca. 300 Mitarbeiter des TÜV SÜD im Geschäftsfeld Energie und Technologie sind überwiegend Ingenieure, Techniker und Naturwissenschaftler. Diese Mitarbeiter sind speziell für ihre Tätigkeiten im Bereich Kerntechnik und Strahlenschutz ausgebildet und verfügen in der überwiegenden Anzahl über eine langjährige Erfahrung bei der Begutachtung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen in verschiedenen deutschen und ausländischen kerntechnischen Anlagen. Bei den vom TÜV SÜD als zugezogener Sachverständiger überprüften Anlagen, zu denen auch die Anlage KKI 1 gehört, sind im Schnitt täglich mehrere Sachverständige zu Prüfungen vor Ort in den Anlagen.

2 Auslegung der Anlage KKI 1

Konzept der Anlage

Die Anlage KKI 1 gehört zur SWR-Baulinie 69, wie auch die Anlagen Philippsburg 1 (KKP 1), Brunsbüttel (KKB) und Krümmel (KKK). Die Anlagen der SWR-Baulinie 69 wurden zu unterschiedlichen Zeitpunkten errichtet, fertiggestellt und in Betrieb genommen (Beginn des kommerziellen Leistungsbetriebs von KKB: 09.02.1977; KKI 1: 21.03.1979; KKP 1: 26.03.1980; KKK: 28.03.1984). Da die während der Errichtung in einer Anlage gewonnenen Erfahrungen sowie die Weiterentwicklung der Technik in den zeitlich nachfolgenden Anlagen berücksichtigt wurden, ergab sich bei den Anlagen zum Teil ein unterschiedlicher technischer Stand, so dass ein direkter Vergleich der jeweiligen Anlagen der SWR-Baulinie 69 nicht ohne Weiteres zulässig ist. Ein Beispiel hierfür ist der unterschiedliche Aufbau des Schnellabschaltsystems. Genehmigung und Errichtung der Anlagen erfolgten auf Basis der zur damaligen Zeit vorliegenden Sicherheitskriterien, Leitlinien und kerntechnischen Regeln. Auch aus anlagenspezifischen Betriebserfahrungen heraus wurden Änderungen und Nachrüstungen in den Anlagen vorgenommen, wobei dabei auch unterschiedliche technische Lösungen realisiert wurden.

Ein Kernkraftwerk – wie auch die Anlage KKI 1 – besteht aus verschiedenen technischen Systemen und Komponenten, die in unterschiedlichen Bauwerken untergebracht sind. Entscheidend für die Auslegung, den Aufbau und die Anordnung dieser Systeme und Komponenten und die Auslegung der Bauwerke ist deren jeweilige sicherheitstechnische Bedeutung. So werden die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten im Regelfall in mehreren Teilsystemen aufgebaut. Diese Teilsysteme sind so konzipiert und ausgelegt, dass im Anforderungsfall bei gleichzeitigem Auftreten eines nicht bekannten Einzelfehlers sowie des Wartungs- und Instandhaltungsfalls das Ereignis beherrscht wird. Dieser als Einzelfehlerkonzept bezeichnete Auslegungsgrundsatz ist auch heute Stand von Wissenschaft und Technik. Ergänzend erfolgt die Anordnung der Teilsysteme nach Redundanzen räumlich getrennt, so dass redundanzübergreifende Auswirkungen von zu unterstellenden Ereignissen (z. B. Kühlmittelverluststörfall oder Brand), die zum vollständigen Ausfall von Systemfunktionen führen können, verhindert werden. Bei sicherheitstechnisch besonders wichtigen Systemen und Komponenten wird auch das Prinzip der Diversität (physikalisch oder technisch verschiedenartige Einrichtungen) verwendet.

Ein weiterer wesentlicher konzeptioneller Auslegungsgrundsatz ist das gestaffelte Sicherheitskonzept. Gemäß dem gestaffelten Sicherheitskonzept stehen für verschiedene Ereignisse mehrere voneinander unabhängige Einrichtungen zur Verfügung. Für Störungen in der Anlage sind Einrichtungen vorhanden, durch die die Anlage in den sicheren Betriebszustand zurückgeführt und das Ansprechen des Sicherheitssystems vermieden wird. Falls dennoch Störfälle auftreten, werden vom Reaktorschutzsystem automatisch Maßnahmen zur Beherrschung dieser Störfälle angeordnet. Darüber hinaus bestehen Vorkehrungen, um bei sehr seltenen, nach den Maßstäben der praktischen Vernunft auszuschließenden auslegungsüberschreitenden

Ereignissen oder Anlagenzuständen, diese zu beherrschen bzw. deren Auswirkungen zu mindern. Auch für den Einschluss radioaktiver Stoffe stehen mehrere Sicherheitsbarrieren zur Verfügung.

Ein SWR hat einen geschlossenen Wasser-Dampf-Kreislauf mit Dampferzeugung im Reaktordruckbehälter (RDB). Vier Frischdampfleitungen führen den im RDB erzeugten Dampf zur Turbine, die wiederum den Generator zur Stromerzeugung antreibt. Der Dampf wird im Kondensator kondensiert und über Vorwärmanlagen als Speisewasser über vier Speisewasserleitungen dem RDB wieder zugeführt.

Der Sicherheitsbehälter (SHB) umschließt als zentrale bauliche Einheit einen Großteil der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten. Im SHB ist der RDB angeordnet. Alle aus dem SHB oder in den SHB führenden Rohrleitungen sind absperrbar (Durchdringungsabschluss). Der innerhalb des SHB angeordnete, unabsperkbar mit dem RDB verbundene Teil des Wasser-Dampf-Kreislaufs ist Bestandteil der Druckführenden Umschließung (DFU). Alle Rohrleitungen der DFU innerhalb des SHB mit einer Nennweite > 200 mm weisen eine erhöhte Qualität und Bruchausschluss auf. Daher werden in den Störfallbetrachtungen nur 0,1 F-Lecks unterstellt, wobei F die Querschnittsfläche der Rohrleitung bezeichnet. Die Systeme zur Bespeisung des RDB und zur Wärmeabfuhr sind kapazitätsmäßig trotzdem für einen postulierten doppelendigen Bruch ausgelegt.

Der SHB ist in die Druckkammer (DK) und in die Kondensationskammer (KOKA) unterteilt. Die KOKA bildet mit der Wasservorlage die Wärmesenke, falls ereignisbedingt eine Wärmeabfuhr über die betriebliche Wärmesenke (Kondensator) an den Vorfluter (Isar) oder die Zellenkühler nicht mehr möglich ist.

An die Frischdampfleitungen innerhalb des SHB schließen die Abblaseleitungen mit den Sicherheits- und Entlastungsventilen (S+E-Ventile) an. Im Fall des Abschlusses der DFU (Absperrung des Dampfweges zum Kondensator) wird die Energie in Form von Dampf über die S+E-Ventile in die KOKA geleitet. Zwischen DK und KOKA sind Druckausgleichsrohre vorhanden (Druckabbausystem), über die bei Druckaufbau, z. B. durch einen Kühlmittelverlust, der Dampf aus der DK in die KOKA geleitet wird und dort kondensiert, sowie Druckausgleichsklappen zum Druckausgleich bei hohem KOKA-Druck. Auch aus der Wasservorlage der KOKA kann Wasser in den RDB eingespeist werden. Die Systeme zur Bespeisung des RDB im Störfall binden in die Speisewasserleitungen im Reaktorgebäude ein.

Das Sicherheitssystem zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle dient zur Einhaltung der Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und damit zur „Begrenzung der Strahlenexposition“. Das Sicherheitssystem besteht im Wesentlichen aus dem Reaktorschutzsystem sowie den Abschaltvorrichtungen (Steuerstäbe, Schnellabschaltsystem), den Einrichtungen zur Bespeisung des RDB und zur Abfuhr der Nachwärme (Not- und Nachkühlsystem) sowie zum Abschluss des SHB einschließlich der hierfür erforderlichen elektrischen Energieversorgung über Notstromdieselaggregate oder Batterien.

Das Reaktorschutzsystem dient der Ansteuerung der erforderlichen Komponenten des Sicherheitssystems. Durch die Überwachung von wichtigen Anlagenparametern wird erkannt, wenn sicherheitstechnisch wichtige Parameter den zulässigen Wertebereich verlassen. Bei Überschreitung dieser Parameter werden Aktionen vom Reaktorschutzsystem – und vorgeschaltet vom Begrenzungssystem – veranlasst.

Das Schnellabschaltssystem befindet sich im unteren Teil des den SHB umgebenden Ringraums. Die Schnellabschaltung des Reaktors erfolgt über hydraulisches Einschließen der Steuerstäbe. Die für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) erforderlichen Komponenten arbeiten nach dem „fail-safe“-Prinzip, d. h. das System ist so konzipiert, dass ein Ausfall der Stromversorgung oder der Steuerluft zu einer automatischen Öffnung der Schnellöffnungsventile und damit zu einer RESA führt. Die Steuerstäbe werden nach dem Einschließen in den Kern mechanisch durch Klinken vor dem Herausfallen gesichert. Außerdem werden die Steuerstabantriebe zusätzlich motorisch nachgefahren. Bei der Kernausslegung werden u. a. das fehlerhafte Ausfahren und das Herausfallen eines Steuerelements berücksichtigt, so dass die Abschaltung und das langfristige Halten des Reaktors im unterkritischen Zustand auch bei Ausfall des wirksamsten Steuerelements gegeben sind. Zur Beherrschung eines hypothetischen gesamthaften Versagens der Schnellabschaltung ist ein System zur Einspeisung von Borsäure zur Reaktorabschaltung vorhanden.

Die Kernkühlung erfolgt im Störfall über das viersträngig aufgebaute und notstromversorgte Not- und Nachkühlssystem. Dieses System führt die Nachwärme aus der KOKA ab. Über die Nachkühlkette wird die Nachwärme an die Isar abgegeben. Mit diesem System wird auch die Einspeisung in den RDB bei Nichtverfügbarkeit des Speisewassersystems vorgenommen. Außerdem sind weitere zum Sicherheitssystem gehörende Einspeisesysteme vorhanden.

Bei Leckstörfällen wird mit dem vom Reaktorschutz angeregten Durchdringungsabschluss der SHB abgeschlossen, Kühlmittel eingespeist und der Druck im RDB abgesenkt. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt über das Aufheizen/Verdampfen des eingespeisten Notkühlwassers und die Dampfabfuhr über die S+E-Ventile.

Bei einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Anlage – z. B. bei einem Leck in einer Leitung mit radioaktive Stoffe führendem Medium – kann zum Einschluss der radioaktiven Stoffe der Sicherheitsbehälter abgeschlossen werden, ein Lüftungstechnischer Abschluss der betroffenen Raumbereiche erfolgen oder die vom Leck betroffene Leitung isoliert werden. Das Aktivitätsinventar im Maschinenhaus ist wesentlich geringer als im Reaktorgebäude, da mit dem Dampf nur ein geringer Teil der radioaktiven Stoffe aus dem Reaktorkühlwasser ausgetragen wird.

Die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude der Anlage KKI 1 sind

- das Reaktorgebäude, das den Sicherheitsbehälter umschließt,

- das Warten-, Betriebs- und Schaltanlagegebäude mit Warte und elektro- und leittechnischen Einrichtungen sowie Lüftungsanlagen,
- die Dieselgebäude sowie
- das Kühlwasserentnahme- und Pumpenbauwerk.

Im Maschinenhaus sind im Wesentlichen die Teile des Wasser-Dampfkreislaufs mit der Turbine und der Generator zur Stromerzeugung angeordnet.

Im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens zur Errichtung der Anlage sowie in nachfolgenden Änderungsgenehmigungen wurden umfangreiche Störfallanalysen durchgeführt, die unter Berücksichtigung von konservativen Ansätzen sowie deterministischen Ausfallannahmen (z. B. Einzelfehlerkonzept) und der vorhandenen Anlagegegebenheiten – wie z. B. Volumen des Sicherheitsbehälters und der Räume im Reaktorgebäude, Fördermengen der Einspeisesysteme u. a. – vorgenommen wurden. In den Störfallanalysen wurden auch neue Erkenntnisse zu den Störfallabläufen berücksichtigt.

Für die Minimierung des Risikos und der Auswirkungen von auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen sind verschiedene Vorkehrungen in der Anlage vorhanden. Dazu zählt z. B. die Auslegung gegen den zufälligen Absturz einer Militärmaschine oder das Boriesystem bei einem hypothetisch unterstellten Ausfall der Reaktorschnellabschaltung.

Im Zuge des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens für die Anlage KKI 1 wurden sicherheitstechnische Auslegung und Konstruktion der Anlage mit den zur damaligen Zeit vorliegenden Sicherheitskriterien, Leitlinien und kerntechnischen Regeln vorgenommen. Dabei wurde ein Sicherheitskonzept realisiert, das im Grundsatz bereits mit den heutigen Prinzipien des gestaffelten Sicherheitskonzepts, der Sicherheitsbarrieren zum Einschluss radioaktiver Stoffe, den Prinzipien von Redundanz und Diversität sowie mit der Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzeptes konform geht. In der Anlage KKI 1 wurde somit ein anforderungsgerechtes und wirksames Sicherheitskonzept realisiert, auf dessen Basis im Rahmen der Genehmigung die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden bestätigt wurde.

Sicherheitstechnisch wichtige Nachrüstmaßnahmen

Grundsätzlich werden Betriebserfahrungen aus der eigenen Anlage, aus anderen deutschen Kernkraftwerken und aus Kernkraftwerken im Ausland auf ihre Übertragbarkeit überprüft. Hierzu gehören auch die von der GRS erstellten Weiterleitungsnachrichten. Soweit Verbesserungs- bzw. Optimierungsbedarf erkannt wird, werden entsprechende Maßnahmen im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens umgesetzt. Aufgrund von Erkenntnissen aus dem Betrieb von kerntechnischen Anlagen im In- und Ausland wurden Änderungen und Nachrüstungen in der Anlage KKI 1 vorgenommen. Empfehlungen der RSK wurden ebenfalls umgesetzt. Die Anlage

KKI 1 unterliegt auf der Grundlage des nationalen und internationalen Erfahrungsrückflusses und der Weiterentwicklung der Regelwerke einem fortlaufenden Verbesserungsprozess mit Heranführung der Anlage an den fortschreitenden Stand der Sicherheitstechnik.

Zu sicherheitstechnisch wichtigen Nachrüstmaßnahmen zählen z. B. Maßnahmen zum Austausch von Rohrleitungen der DFU und von angrenzenden Rohrleitungsbereichen oder Maßnahmen zur Erkennung von Neutronenflussschwingungen. Weitere wichtige Nachrüstungen waren der von der RSK als Notfallmaßnahme empfohlene Einbau von diversitären Druckbegrenzungsventilen, die Nachrüstung des Ventingsystems zur gefilterten Druckentlastung des SHB nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis, die Inertisierung des SHB und der Einbau eines Systems zum Abbau von Wasserstoff im SHB. Mit dem Ventingsystem wird dem frühzeitigen Versagen des SHB und der damit verbundenen Freisetzung radioaktiver Stoffe entgegengewirkt.

Im Rahmen von weiteren Anlagenänderungen, wie z. B. bei Halterungsoptimierungen, sowie bei der PSÜ wurden auch Überprüfungen hinsichtlich der unter Berücksichtigung des fortschreitenden Standes der Technik zu unterstellenden Lastfälle vorgenommen. Die Anlage und ihre Systeme wurden in diesem Zusammenhang systematisch hinsichtlich der Abtragbarkeit dieser Lasten überprüft. Dabei wurden umfangreiche strukturdynamische und statische Nachweise erneut geführt.

Notstromsystem

Die Anlage KKI 1 verfügt über vier redundante Notstromstränge mit jeweils direkt zugeordneten Notstromdieselaggregaten. Die Auslegung des Notstromsystems berücksichtigt das Einzelfehlerkonzept. Demnach wird wie in den neueren SWR der Baulinie 72 der zufällige Ausfall eines Notstromstranges durch einen Einzelfehler sowie ein gleichzeitig auftretender Instandhaltungsfall in einem weiteren Notstromstrang unterstellt.

Zur weiteren Erhöhung der Versorgungssicherheit haben wichtige Notstromverbraucher in der Anlage KKI 1 neben der Einspeisung aus dem eigenen Notstromstrang eine zweite Einspeisemöglichkeit aus einem benachbarten Notstromstrang (vermaschtes Notstromsystem). Des Weiteren besteht im Notstromfall die Möglichkeit, kurzfristig eine Stromeinspeisung aus dem benachbarten Wasserkraftwerk vorzunehmen. Bei einem unterstellten Kurzschluss in einem Notstromstrang wird durch Verriegelungen eine Beeinflussung des Nachbarstranges verhindert. Bei einem darüber hinaus unterstellten unwahrscheinlichen Versagen dieser Verriegelungen kann eine Beeinflussung des Nachbarstranges nicht ausgeschlossen werden. In diesem Fall stehen jedoch noch zwei der vier Notstromstränge zur Verfügung. Damit ist für die Anlage KKI 1 eine hohe Versorgungssicherheit gegeben.

Das Notstromsystem mit den Notstromdieselaggregaten wird gestaffelt im Abstand von wenigen Wochen funktionsgeprüft. Die Zuverlässigkeit der Notstromdieselaggregate in deutschen Kernkraftwerken wurde von der GRS generell untersucht. Besondere Maßnahmen wurden aus diesen Untersuchungen weder für neuere noch für ältere Kernkraftwerke abgeleitet.

Bei einem unterstellten Ausfall aller Versorgungsmöglichkeiten der Anlage KKI 1 aus dem Netz und einem gleichzeitigen unterstellten Ausfall aller Notstromdieselaggregate (Station-Blackout) sind Notfallschutzmaßnahmen festgelegt, um die Anlage mit Hilfe der Versorgung aus den Batterieanlagen in einen sicheren Zustand zu überführen.

Blitzschutz

Das Blitzschutzsystem der Anlage KKI 1 wurde in den letzten Jahren umfassend ertüchtigt und an den fortschreitenden Stand der Technik herangeführt.

Brandschutz

Der Brandschutz baulicher Anlagen und sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen wird durch ein gestaffeltes Konzept zur Verhütung von Bränden, zur frühzeitigen Erkennung einer Brandentstehung, zur Begrenzung der Brandausbreitung, insbesondere zur Verhinderung von redundanzübergreifenden Bränden, zur Rettung von Personen sowie zur Bekämpfung von Bränden erzielt. Dieses gestaffelte Konzept liegt der Anlage KKI 1 analog dem neueren Kraftwerke zugrunde.

Anfang der 90er-Jahre wurden in der Anlage KKI 1 die Brandschutzmaßnahmen sowie mögliche Brandereignisse im Rahmen einer umfassenden Brandschutzanalyse neu bewertet. Diese Überprüfung ergab, dass sowohl bei Leistungsbetrieb als auch bei Nichtleistungsbetrieb Brände in ihren Auswirkungen so begrenzt bleiben, dass die schutzzielorientierten Anforderungen auch bei einem unterstellten Einzelfehler oder einer Reparatur erfüllt werden. Zur Realisierung des Brandschutzkonzeptes wurden im Rahmen von verschiedenen Anlagenänderungen erforderliche Maßnahmen, wie z. B. die Einrichtung weiterer Brandabschnitte sowie die Kapselung von Brandlasten und der Einbau von weiteren Löschanlagen, umgesetzt.

Im Weiteren wurde dieses Brandschutzkonzept u. a. bei der Bearbeitung von meldepflichtigen Ereignissen und Weiterleitungsnachrichten der GRS sowie der Begutachtung der PSÜ erneut überprüft. Die Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerkes wurde berücksichtigt, Erkenntnisse aus wiederkehrenden Prüfungen und Betriebsbegehungen wurden in der Anlage umgesetzt. Damit wurde die Anlage KKI 1 an den fortschreitenden Stand der Brandschutztechnik herangeführt.

Einwirkungen von außen aus sehr seltenen Ereignissen

Zu den Einwirkungen von außen aus sehr seltenen, nach den Maßstäben der praktischen Vernunft auszuschließenden Ereignissen, zählen der Flugzeugabsturz und die Explosionsdruckwelle. Maßnahmen zum Schutz vor diesen Ereignissen haben das Ziel einer Verminderung der Auswirkungen in der Umgebung.

Die Anlage KKI 1 wurde bei der Errichtung gegen den zufälligen Absturz einer Militärmaschine gemäß den damals geltenden Anforderungen ausgelegt. Hierdurch wurde ein baulicher Grundschutz der Anlage KKI 1 erzielt. Im internationalen Vergleich ist festzustellen, dass in den Kernkraftwerken vieler Länder bis heute keine mechanische Auslegung gegen einen postulierten Flugzeugabsturz gefordert wird. Begründet wird dies vor allem mit der sehr niedrigen Eintrittswahrscheinlichkeit und damit fehlender Relevanz.

Zum gezielt herbeigeführten Absturz eines Verkehrsflugzeuges auf ein Kernkraftwerk werden Maßnahmen durchgeführt, um die Anlage in diesem Fall schnell in einen unterkritischen und drucklosen Zustand zu überführen. Weitergehende Informationen und Maßnahmen hinsichtlich eines gezielt herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeuges auf die Anlage KKI 1 sind aufgrund der Einstufung als Verschluss-sache nicht öffentlich zugänglich.

Abstürze von Verkehrsflugzeugen sind vor allem auch hinsichtlich des zu unterstellenden Kerosinbrandes zu bewerten. Hierzu sind umfassende Untersuchungen durchgeführt worden. In der Anlage KKI 1 werden aufgrund dieser Untersuchungen zusätzliche Schaumlöschfahrzeuge zur Bekämpfung eines Treibstoffbrandes vorgehalten. Die Schaumlöschfahrzeuge, deren Löschmittel zur Bekämpfung von Treibstoffbränden besonders geeignet ist, werden von den übrigen Feuerlöschfahrzeugen sowie dem Reaktorgebäude ausreichend räumlich getrennt vorgehalten, so dass deren Einsatzbereitschaft im Anforderungsfall sichergestellt ist. Aufgrund der vorgenannten Maßnahmen ist bei einem Flugzeugabsturz von einer anforderungsgerechten Brandbekämpfung eines Treibstoffbrandes auf dem Gelände der Anlage KKI 1 auszugehen.

Hinsichtlich des Auftretens einer Druckwelle aus einer chemischen Explosion (Explosionsdruckwelle) ist festzustellen, dass für die Anlage KKI 1 keine relevante Gefährdung vorliegt, da der Standort nicht an einer Bundeswasserstraße mit dem damit ggf. möglichen Gefährdungspotenzial durch Schiffstransporte explosibler Stoffe liegt. Mögliche weitere Gefährdungen, wie eine sich zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlage noch im Bau befindliche ca. 1 km entfernte Erdgasleitung sowie angrenzende Straßen- und Schienenwege wurden im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren berücksichtigt. Unsere Prüfungen – zuletzt im Rahmen der PSÜ für die Anlage KKI 1 – ergaben, dass alle Bauwerke, in denen sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen angeordnet sind, um den Reaktor sicher abzuschalten, in abgeschalteten Zustand zu halten und die Nachwärme abzuführen, ausreichend gegen die am Standort zu unterstellenden Explosionsdruckwellen geschützt sind.

Periodische Sicherheitsüberprüfung

Gemäß § 19a des Atomgesetzes ist für jedes Kernkraftwerk in Ergänzung zur ständigen Überprüfung im Rahmen der staatlichen Aufsicht eine PSÜ durchzuführen. Zu einer PSÜ gehören u. a. die Sicherheitsstatusanalyse (SSA), die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) und die Deterministische Sicherheitsanalyse (DSA). Die DSA ist aufgrund der Einstufung als Verschlussache nicht öffentlich zugänglich.

Im Rahmen der SSA erfolgte eine deterministische Überprüfung der Sicherheits- und Systemfunktionen sowie der dazu erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Systeme, Einrichtungen und Bauwerke der Anlage im Hinblick auf die Einhaltung der Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition

bei allen zu betrachtenden Betriebs- und Störfällen sowie bei Einwirkungen von innen und außen entsprechend den Anforderungen der gültigen Leitfäden. In der Anlage KKI 1 ist die Verfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Sicherheits- und Systemfunktionen sichergestellt. Die schutzzielorientierten Anforderungen sowie die Schutzziele sind eingehalten.

Die PSA beinhaltet die wahrscheinlichkeitsgestützte Ermittlung und Bewertung von Ereignisabläufen, die bei Ausfall der konzipierten Maßnahmen zu einem Kernschadenzustand führen können. Die Analyse konzentriert sich schwerpunktmäßig auf anlageninterne Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb und dem Nichtleistungsbetrieb der Anlage. Diese Betrachtung wird ergänzt durch gezielte Einzeluntersuchungen zu übergreifenden Ereignissen. Ziel ist es, die nach deterministischen Grundsätzen durchgeführte Auslegung der Anlage hinsichtlich der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes mit Hilfe einer probabilistischen Sicherheitsanalyse zu beurteilen. Die Werte der Häufigkeit von Kernschadenzuständen für den Leistungsbetrieb und für den Anlagenstillstand liegen sowohl einzeln als auch in der Summe unter den internationalen Zielwerten sowohl für bestehende Anlagen als auch für neue Anlagen. Diese Ergebnisse bestätigen die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes.

3 Betrieb der Anlage KKI 1

Die Anlage KKI 1 wurde mit Baubeginn im Jahre 1972 als Siedewasserreaktor der Reaktorbaulinie 69 mit einer elektrischen Bruttoleistung von 907 MW errichtet. Die erste Kritikalität der Anlage KKI 1 war am 20.11.1977. Im März 1979 ging die Anlage in den kommerziellen Leistungsbetrieb. Durch Verbesserung des Wirkungsgrades der Turbine wurde die elektrische Bruttoleistung später auf 912 MW erhöht.

Änderungen, Nachrüstungen

An der Anlage KKI 1 werden kontinuierlich Änderungen, Nach- und Umrüstungen und Modernisierungen umgesetzt, um u. a.

- systemtechnische und verfahrenstechnische Anlagenteile oder Abläufe zu optimieren,
- Erkenntnisse aus dem Anlagenbetrieb sowie aus anderen Anlagen (z. B. GRS-Weiterleitungsnachrichten) zu berücksichtigen,
- die Anlage an den fortschreitenden Stand der Sicherheitstechnik anzupassen und um
- die Strahlenexposition des Personals und in der Umgebung der Anlage sowie das Restrisiko der Anlage zu minimieren.

Mit dieser Zielsetzung wurden bis einschließlich 2009 ca. 3000 Änderungen an der Anlage oder ihrer Betriebsweise nach § 7 oder § 19 des Atomgesetzes durchgeführt. Die Änderungen wurden im Rahmen der Tätigkeiten des TÜV SÜD als im Aufsichtsverfahren zugezogener Sachverständiger vor deren Umsetzung sicherheitstechnisch begutachtet und die Ausführung der Änderungen vor Ort überprüft (u. a. durch Bauprüfungen, Funktionsprüfungen, Dokumentationsprüfungen).

Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsbegehungen

Der Zustand von Anlagenteilen und die Funktion von Komponenten und Systemen werden nach unter technischen Gesichtspunkten festgelegten Zeitabständen wiederkehrend beurteilt. Abweichungen von spezifizierten Auslegungsmerkmalen können im Laufe der Zeit z. B. durch Verschleiß, Alterung oder Ermüdung auftreten. Mit den wiederkehrenden Prüfungen sollen derartige Abweichungen und Funktionsstörungen rechtzeitig erkannt werden, bevor diese die Sicherheit der Anlage beeinträchtigen. Bei den wiederkehrenden Prüfungen handelt es sich im Wesentlichen um Sichtprüfungen, Druck- und Dichtheitsprüfungen, Funktionsprüfungen sowie um zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen. Die Prüfprogramme werden kontinuierlich an aktuelle Erkenntnisse und an den fortschreitenden Stand der Technik angepasst. In einem Kalenderjahr ohne Revisionsstillstand werden etwa 500, mit Revisionsstillstand ca. 1100 Prüfungen in Begleitung von Sachverständigen durchgeführt. Vom Betreiber erfolgt zusätzlich die Durchführung weiterer Prüfungen. Bei den Prüfungen festge-

stellte Abweichungen werden beseitigt. Die Abweichungen, die bei den im Beisein des Sachverständigen durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen festgestellt werden, werden auch dahingehend ausgewertet, ob sich im Vergleich zu den vorangegangenen Prüfjahren auffällige Steigerungen der Zahl der Abweichungen in einzelnen Fachgebieten ergeben. Aus der Auswertung der Abweichungen aus den wiederkehrenden Prüfungen der letzten Jahre sind keine signifikanten Trends oder Hinweise auf etwaige systematische Fehler oder fortschreitenden Verschleiß erkennbar.

Neben den wiederkehrenden Prüfungen führt der TÜV SÜD jährlich Betriebsbegehungen auf 17 verschiedenen Fachgebieten über das Kalenderjahr verteilt in der Anlage KKI 1 durch. Fester Bestandteil sind dabei die Einsichtnahme in die Betriebsaufzeichnungen und die Anlagendokumentation, der Anlagenrundgang sowie das Gespräch mit dem Betreiber über Erfahrungen und Vorkommnisse beim Anlagenbetrieb. Darüber hinaus werden bei diesen Begehungen, falls erforderlich, auch systemübergreifende Fragen bzw. Grundsatzfragen behandelt. Die Betriebsbegehungen sollen darüber Aufschluss geben, ob Zustand und Funktion der Anlagenteile und Systeme sowie die administrativ-organisatorischen Vorkehrungen und Maßnahmen den Bestimmungen der vom Betreiber zu beachtenden Genehmigungsbescheide sowie den nachträglichen Auflagen und aufsichtlichen Anordnungen und Verfügungen entsprechen. Ergeben sich aus den Betriebsbegehungen Feststellungen, die weitere Maßnahmen erfordern, werden diese abgearbeitet. Aus der Auswertung der Ergebnisse aus den Betriebsbegehungen der letzten Jahre ergaben hinsichtlich der Häufigkeit und der Art der Feststellungen in Bezug auf einzelne Fachgebiete keine Auffälligkeiten.

Meldepflichtige Ereignisse

Entsprechend den Vorgaben der Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (AtSMV) ist jeder Betreiber eines Kernkraftwerkes verpflichtet, bestimmte Ereignisse der Aufsichtsbehörde zu melden (meldepflichtige Ereignisse). Deren sicherheitstechnische Bedeutung ergibt sich aus der international anerkannten, 1991 eingeführten siebenstufigen INES-Skala der IAEA. Daran gespiegelt lagen bis auf ein Ereignis der Stufe 1 („Störung“) alle seither eingetretenen meldepflichtigen Ereignisse auf der Stufe 0, d. h. unterhalb der Skala („keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung“). Ereignisse der Stufe 2 („Störfall“) und höher traten nicht auf. Die geringe sicherheitstechnische Bedeutung der in der Anlage KKI 1 aufgetretenen meldepflichtigen Ereignisse ist ein deutlicher Indikator für das hohe Sicherheitsniveau der Anlage. Die weitere Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse für die Anlage KKI 1 ergab, dass ihre Art und Anzahl keine negativen Trends oder Schwächen der sicherheitstechnischen Auslegung aufzeigen.

Betriebsführung und Betriebserfahrung

Der Betreiber hat im Rahmen der PSÜ für den Betrachtungszeitraum von 1994 bis 2003 die Betriebsführung der Anlage KKI 1 dargelegt sowie die Betriebserfahrung ausgewertet. Es werden Themen, wie z. B. Darstellung des Anlagenbetriebs, Sicherstellung des Erfahrungsrückflusses, Beschreibung der organisatorischen Maßnahmen zur Notfallschutzplanung und Betriebserfahrungen im Bereich Strahlenschutz behandelt. Die technischen Einrichtungen und organisatorischen Regelungen haben sich im Betrieb bewährt.

Die Zeitverfügbarkeit der Anlage KKI 1 lag in den letzten zehn Jahren (2000 – 2009) durchschnittlich bei 93,4 %. Dies stellt im nationalen und internationalen Vergleich einen hohen Wert dar, der den guten Zustand der Anlage KKI 1 mit einem weitestgehend störungsfreien Betrieb widerspiegelt. Im Betrachtungszeitraum wird die Zeitverfügbarkeit bei der Anlage KKI 1 primär durch die Revisionsstillstände und deren Dauer bestimmt.

Ableitungen radioaktiver Stoffe und Strahlenexposition

Die Ableitungen radioaktiver Stoffe in Form von Gasen, Schwebstoffen oder Jod mit der Fortluft pro Kalenderjahr liegen seit Betriebsbeginn der Anlage KKI 1 bei weniger als 10 % der Genehmigungswerte.

Die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Standorts Isar aufgrund der tatsächlichen Ableitungen mit der Fortluft aus den Anlagen KKI 1 und KKI 2, die unter der Annahme sehr ungünstiger Randbedingungen berechnet wird, lag immer deutlich unter den Dosisgrenzwerten der Strahlenschutzverordnung (z. B. 2008 laut Bundesamt für Strahlenschutz: Effektive Dosis Erwachsener 4 μSv , effektive Dosis Kleinkind 6 μSv gegenüber dem Grenzwert aus der Strahlenschutzverordnung von 300 μSv). Zum Vergleich hierzu beträgt die mittlere effektive Dosis in Deutschland aufgrund von natürlicher Strahlenexposition ca. 2.100 μSv und aufgrund von zivilisatorischer Strahlenexposition ca. 1.900 μSv (vgl. Abbildung 1).

Die Ableitungen radioaktiver Stoffe (ohne Tritium) mit dem Abwasser pro Kalenderjahr liegen ebenfalls seit Betriebsbeginn der Anlage KKI 1 bei weniger als 10 % des Genehmigungswerts. Die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Standorts Isar aufgrund der tatsächlichen Ableitungen mit dem Abwasser aus den Anlagen KKI 1 und KKI 2 lag immer deutlich unter den Dosisgrenzwerten der Strahlenschutzverordnung (z. B. 2008 laut Bundesamt für Strahlenschutz: Effektive Dosis Erwachsener 0,3 μSv , effektive Dosis Kleinkind 0,5 μSv gegenüber dem Grenzwert aus der Strahlenschutzverordnung von 300 μSv).

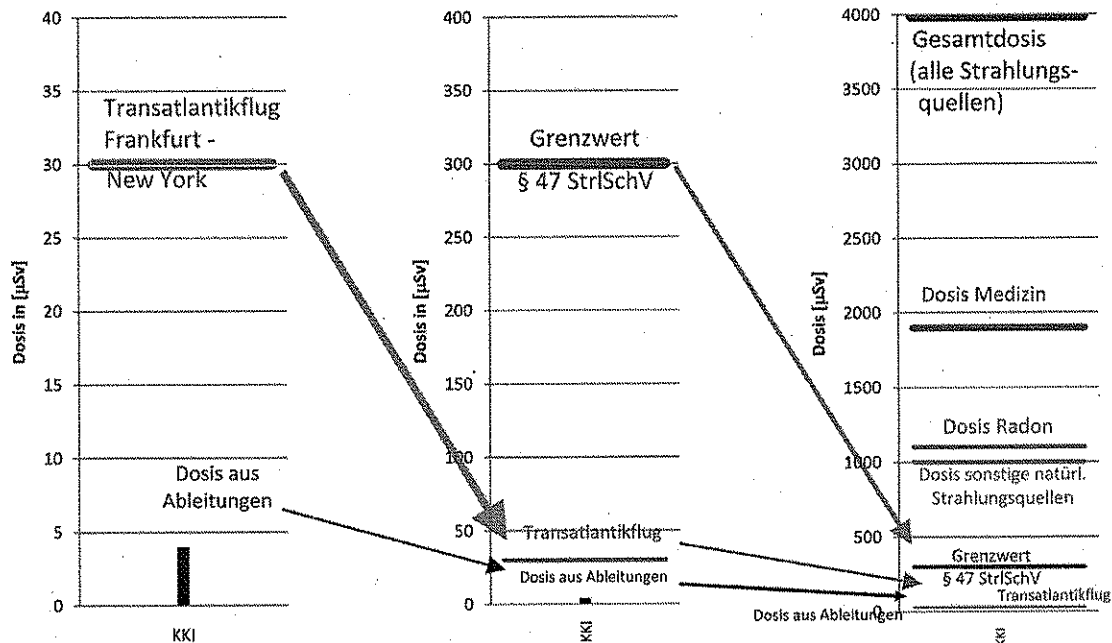


Abbildung 1: Vergleich der effektiven Dosis in der Umgebung des Standortes KKI aus Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft im Jahr 2008 mit den mittleren Dosiswerten verschiedener natürlicher und zivilisatorischer Strahlungsquellen

Erfahrungsrückfluss aus ausgewählten Weiterleitungsnachrichten der GRS

Mit den Weiterleitungsnachrichten der GRS wird über sicherheitsrelevante Erkenntnisse in kerntechnischen Anlagen informiert und es werden Empfehlungen gegeben, die auch auf andere Anlagen übertragen werden können. Diese Weiterleitungsnachrichten werden für die Anlage KKI 1 systematisch ausgewertet. An folgenden Beispielen wird exemplarisch das Ergebnis der Übertragbarkeitsprüfung aufgezeigt.

- Radiolysegasreaktion im Kernkraftwerk Brunsbüttel (GRS-Weiterleitungsnachricht 2002/04)

Mit der Weiterleitungsnachricht 2002/04 berichtet die GRS über den Bruch der Deckelsprühleitung im Kernkraftwerk Brunsbüttel aufgrund einer Radiolysegasreaktion.

Bei dem Betrieb eines Siedewasserreaktors fällt Radiolysegas (stöchiometrisches Gemisch aus Wasserstoff und Sauerstoff) an, das sich unter bestimmten Bedingungen in Toträumen von dampfführenden Systemen ansammeln kann. Zur Verhinderung von unzulässigen Radiolysegasansammlungen sind in der Anlage KKI 1 Vorkehrungen getroffen. Dazu gehören z. B. die Spülung von Systembereichen, in de-

nen Radiolysegas anfallen kann, der Einbau von Katalysatoren zur Rekombination von Wasserstoff und Sauerstoff sowie die Überwachung zur Erkennung von Radiolysegasansammlungen. Des Weiteren wurden Toträume durch Anlagenänderungen beseitigt oder deutlich reduziert. Letztmalig erfolgte die Überprüfung dieser Vorkehrungen im Rahmen der Abarbeitung der Empfehlungen aus der GRS-Weiterleitungsnachricht 2002/04. In verschiedenen Systembereichen wurden auf Basis dieser Überprüfungen weitere Verbesserungen vorgenommen. Die regelmäßig durchgeführten Prüfungen und Einsichtnahmen in die Aufzeichnungen des Radiolysegasüberwachungssystems zeigen die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen.

- Planungsfehler in den Kernkraftwerken Brunsbüttel und Krümmel (GRS-Weiterleitungsnachricht 2003/08)

Mit der Weiterleitungsnachricht 2003/08 berichtet die GRS über Planungsfehler in der Steuerung der Notstromversorgung und der Not- und Nachkühlsysteme im Kernkraftwerk Brunsbüttel sowie in der Ansteuerung in der „Notdruckbegrenzung“ des Kernkraftwerkes Krümmel.

Infolge der Erkenntnisse aus der o. g. Weiterleitungsnachricht der GRS zu festgestellten Planungsfehlern wurden auch Untersuchungen für die Anlage KKI 1 durchgeführt. Planungsfehler im Bereich der Steuerung analog den Fehlern in den Anlagen Brunsbüttel und Krümmel wurden nicht festgestellt. Dem aus diesem Ereignis erkannten Verbesserungspotential bei unterstellter Nichtverfügbarkeit von zwei Notstromsträngen bei der Versorgung einzelner Notstromverbraucher wurde im Rahmen von Anlagenänderungen Rechnung getragen.

- Fehlerhaft montierte Dübel (GRS-Weiterleitungsnachricht 2006/06 und 2006/06a)

Mit der Weiterleitungsnachricht 2006/06 und 2006/06a berichtet die GRS über fehlerhaft montierte Dübel in verschiedenen Kernkraftwerken.

In den 90er-Jahren wurden in der Anlage KKI 1 die Dübelbefestigungen aus der Errichtungsphase (sogenannte „Altdübel“) sicherheitstechnisch relevanter Systeme hinsichtlich ihrer Eignung zur Abtragung von Einwirkungen aus Erdbeben untersucht. Hierbei wurde für die betroffenen Dübeltypen unter Berücksichtigung der Erkenntnisse des aktuellen Standes der Dübelbefestigungstechnik der Nachweis ihrer Eignung geführt. Die Nachweisführung erfolgte u. a. auf Basis der bei einem Erdbeben für das Reaktorgebäude auftretenden maximalen Rissbreiten sowie unter Herabsetzung zulässiger Dübellasten. Die Nachweisführung zu diesen Dübeln wurde im Jahr 2004 mit positivem Ergebnis abgeschlossen.

Darüber hinaus wurden in der Anlage KKI 1 seit dem Jahr 2000 im Zuge der parallel laufenden Optimierung des Halterungskonzepts sicherheitstechnisch wichtiger Systeme in großem Rahmen Befestigungen mit „Altdübeln“ gegen neue Dübelbefestigungen ausgetauscht. Dieser Austausch wurde im Jahr 2006 abgeschlossen.

Hinsichtlich der in verschiedenen Kernkraftwerken festgestellten fehlerhaft montierten Dübel hat die GRS mit den Weiterleitungsnachrichten 2006/06 und 2006/06a umfangreiche Empfehlungen zur Untersuchung von Dübelbefestigungen ausgesprochen. Diese wurden in der Anlage KKI 1 vollständig berücksichtigt. So wurden umfangreiche Anlagenbegehungen zur Überprüfung der betroffenen Dübeltypen durchgeführt. Die zu prüfenden Dübelbefestigungen wurden nach repräsentativen und systemtechnischen Auswahlkriterien unter Berücksichtigung der Empfehlungen der GRS ausgewählt und überprüft. Diese Überprüfung ergab keine sicherheitstechnisch relevanten Auffälligkeiten.

- Transformatorbrand im Kernkraftwerk Krümmel (GRS-Weiterleitungsnachrichten 2008/07 und 2009/01)

Mit den Weiterleitungsnachrichten 2008/07 und 2009/01 berichtet die GRS über das Eindringen von Brandgasen in die Warte sowie über eine Reaktorschnellabschaltung durch kurzzeitigen Ausfall der Eigenbedarfsversorgung aufgrund eines Kurzschlusses in einem Maschinentransformator im Kernkraftwerk Krümmel mit anschließender Brandentwicklung.

Ein Transformatorbrand wie im Kernkraftwerk Krümmel kann trotz vorhandener umfangreicher Überwachungs- und Schutzeinrichtungen, auch bei einem fabrikneuen Transformator, in keinem Kraftwerk ausgeschlossen werden. Der von dem Transformatorbrand im Kernkraftwerk Krümmel betroffene Maschinentransformator dient als betriebliche Einrichtung zur Übertragung der im Kraftwerk erzeugten elektrischen Energie ins Verbundnetz. Er hat keine sicherheitstechnische Bedeutung im Hinblick auf die Beherrschung von Störfällen. Dies gilt auch für die Anlage KKI 1. Bei einem Ausfall des Maschinentransformators und damit des Hauptnetzanschlusses stehen zur Energieversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher neben dem Generator des Kraftwerks ein Reservenetzanschluss sowie die Notstromdieselaggregate und die Kraftwerksbatterien zur Verfügung. Darüber hinaus steht für die Bereitstellung der elektrischen Leistung zur Versorgung eines Nachkühlstranges ein Notstrom-Netzanschluss zur Verfügung, der von einem Wasserkraftwerk versorgt wird. Dadurch wird eine hohe Versorgungssicherheit sichergestellt.

Sicherheitstechnische Bedeutung hatte der Transformatorbrand in Krümmel in Bezug auf den Eintrag von Brandrauch über die Zuluftanlagen u. a. in die Warte erlangt. Durch die Nachrüstung einer Detektionseinrichtung zur Erkennung von Brandrauch in der Zuluftanlage des Warten-, Betriebs- und Schaltanlagegebäudes in Verbindung mit entsprechenden Meldungen auf der Warte werden in der Anlage KKI 1 die Zuluftanlagen entweder automatisch oder manuell abgeschaltet, um einen Eintrag von Brandrauch, welcher z. B. mit unzulässigen Auswirkungen auf die Handlungsfähigkeit des Personals verbunden sein kann, zu verhindern.

4 Alterungsmanagement

Die Sicherheit von Kernkraftwerken basiert auch darauf, dass die aus betrieblichen Belastungen und postulierten Störfällen resultierenden Beanspruchungen beherrscht werden. Dies setzt voraus, dass die jeweils erforderliche Qualität von Systemen, Komponenten und Bauteilen sowie von den Bauwerken und Bauwerksteilen (Systems, Structures and Components (SSC)), wie sie zum Zeitpunkt der Errichtung bzw. des Einbaus bestand, über die gesamte Betriebszeit erhalten bleibt. Die Eigenschaften von SSC können sich durch zeit- und betriebsbedingte Veränderungen verschlechtern (Alterungsphänome).

Aufgabe eines Alterungsmanagements ist die Erhaltung der erforderlichen Qualität von SSC. Hierfür soll das Alterungsmanagement alle vom Betreiber einer Anlage durchzuführenden organisatorischen und technischen Maßnahmen regeln, mit denen die für die Sicherheit eines Kernkraftwerkes bedeutsamen Alterungsphänomene beherrscht werden. Dies geschieht durch die Erfassung möglicher Alterungsphänomene und der gezielten Vorbeugung gegen deren schädliche Auswirkungen.

Im Laufe der nationalen und internationalen Diskussionen über die Aufgabenstellung eines Alterungsmanagement wurden die nachfolgenden Anforderungen definiert, die an ein Alterungsmanagement zu stellen sind. Alterungsphänomene, denen SSC unterliegen, sind zu erfassen und zu bewerten. Ein effizientes Alterungsmanagement geht systematisch, ganzheitlich und wissenschaftsbasiert vor und orientiert sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung der SSC auf einer strukturierten Wissensbasis. Diese Wissensbasis muss ausreichende Informationen zum jeweiligen Auslegungskonzept, zu relevanten Anforderungen, zur Auslegung, Herstellung und Betriebsgeschichte der SSC, zu möglichen Schädigungsmechanismen sowie zu geeigneten Überwachungs-, Prüf- und Abhilfemaßnahmen einschließlich der Bewertung der Ergebnisse enthalten. Das Alterungsmanagement muss die Identifizierung und Beherrschung der Ursachen und Folgen sicherheitstechnisch relevanter zeit- und betriebsbedingter Schädigungsmechanismen sicherstellen. Die Maßnahmen und Bewertungen zum Alterungsmanagement und die erzielten Ergebnisse sind zu dokumentieren. Um die Beherrschung der Alterungsphänomene über die gesamte Lebensdauer der Anlagen sicherzustellen, sind fortschreitende Erkenntnisse zu berücksichtigen und insbesondere die Betriebserfahrungen sowie besondere Vorkommnisse in Anlagen im In- und Ausland zu verfolgen.

In der Anlage KKI 1 sind wiederkehrende Prüfungen und regelmäßige Wartungen seit der Errichtung Bestandteil der Maßnahmen zum Nachweis der Sicherheit der Anlage. Erkenntnisse sowohl aus der eigenen als auch aus anderen Anlagen im In- und Ausland werden seit Inbetriebnahme, ebenso wie meldepflichtige Ereignisse und GRS-Weiterleitungsnachrichten, vom Betreiber im Rahmen des Erfahrungsrückflusses im Hinblick auf ihre Bedeutung für die Anlage KKI 1 ausgewertet. Diese Elemente sind fester Bestandteil bei der Beurteilung des Istzustandes von SSC der Anlage.

Sofern sich für die Anlage KKI 1 hieraus Erkenntnisse ergaben, wurden diese im Rahmen von Instandsetzungen oder Änderungen sowie Nachrüstungen umgesetzt. Beispielhaft werden die getroffenen Maßnahmen zur Beherrschung der Alterungsphänomene der verschiedenen Korrosionsmechanismen an druckführenden mechanischen Komponenten im Kapitel 5 „Werkstoffe von Rohrleitungen und Komponenten“ dargestellt.

Zur Erfassung und Bewertung der Betriebsgeschichte von SSC sind umfangreiche Maßnahmen implementiert. Dies wird nachfolgend beispielhaft anhand der Lastzyklenüberwachung und der Ermüdungsüberwachung dargestellt.

Mit der Lastzyklenüberwachung werden die während des Betriebs auftretenden globalen Belastungen erfasst und bewertet. Dazu werden die in den Auslegungs- und Ermüdungsberechnungen zugrunde gelegten spezifizierten Häufigkeiten mit den tatsächlich aufgetretenen Häufigkeiten verglichen. Für die Lastzyklenerfassung werden Fluid- und Bauteiltemperaturen, Drücke und Massendurchsätze mit geeigneten Messeinrichtungen erfasst. Der Vergleich der bisher aufgetretenen Häufigkeiten mit den spezifizierten Häufigkeiten weist große Reserven aus.

Des Weiteren liegen bei manchen Komponenten neben den o. g. globalen Belastungen zusätzlich lokale Belastungen, wie z. B. Temperaturschichtungen vor, welche ebenfalls berücksichtigt werden. Diese Belastungen werden mit dem installierten Ermüdungsüberwachungssystem FAMOS messtechnisch erfasst und durch geeignete Auswertungen überwacht. Die FAMOS-Messdaten zu den lokalen thermischen Belastungen werden hinsichtlich des resultierenden Fortschrittes in der Ermüdung ausgewertet und zum jeweiligen Gesamtstand der Ermüdung akkumuliert. Diese Auswertung zeigt noch deutliche Reserven.

Ein weiteres Beispiel für die Überwachung von Alterungsphänomenen ist die Bewertung der Neutronenversprödung des RDB mittels Einhängeproben. Die RDB-Wandung ist einem Neutronenfluss ausgesetzt, der mit fortschreitender Betriebsdauer in Abhängigkeit von der Höhe des Neutronenflusses die Zähigkeit des Werkstoffs verringert. Um den vorausgerechneten und den tatsächlichen Neutronenfluss vergleichen und den aktuellen Zustand des Werkstoffes der RDB-Wandung beurteilen zu können, werden die Einhängeproben an Stellen in den RDB eingebracht, an denen die Proben einem höheren Neutronenfluss ausgesetzt sind als die RDB-Wandung. Die Proben werden nach bestimmten Zeiträumen dem RDB entnommen und geprüft. Aufgrund der Positionierung der Proben wird ein Voreilfaktor hinsichtlich der Versprödung des Werkstoffes erreicht, der eine Voraussage über die zu erwartende Verringerung der Zähigkeitseigenschaften des RDB-Werkstoffes erlaubt. Die bisherigen Ergebnisse zeigen, dass die Sicherheit des RDB gegen sprödes Versagen auch unter Berücksichtigung der veränderten Werkstoffeigenschaften infolge Neutronenbestrahlung für die in der Auslegung vorgesehene Betriebszeit mit großem Abstand sichergestellt ist. Für den RDB liegen deutliche Auslegungsreserven vor.

Als Beispiel für die Maßnahmen in Bereich der Elektrotechnik seien die Maßnahmen an Mittelspannungskabeln mit PVC-Isolierung genannt. In der Anlage KKI 1 werden die PVC-Mittelspannungskabel regelmäßig einer Isolationsmessung unterzogen. Auffällige Kabel werden vorbeugend ausgetauscht.

Ferner werden alle Komponenten der Elektro- und Leittechnik, die bei den besonderen Umgebungsbedingungen eines unterstellten Kühlmittelverluststörfalls funktionieren müssen, einer erneuten Überprüfung zum Nachweis des Erhalts der Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit gemäß der Regel des kerntechnischen Ausschusses KTA 3706 „Sicherstellung des Erhalts der Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit von Komponenten der Elektro- und Leittechnik in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke“ zur Berücksichtigung von Alterungsphänomenen unterzogen. In Abhängigkeit vom Prüfergebnis werden sie ggf. gegen neue, entsprechend qualifizierte Komponenten getauscht.

Die Auslegung der Anlage und ihrer SSC einschließlich aller Ergebnisse und Bewertungen seit der Errichtung werden dokumentiert. Zur Beurteilung des Überwachungs- und Prüfkonzepthes werden die Erkenntnisse ausgewertet und erforderlichenfalls wurde bzw. wird das Überwachungs- und Prüfkonzepth den Erfordernissen und auch den sich ändernden technischen Möglichkeiten angepasst und damit kontinuierlich optimiert.

In der Anlage KKI 1 wurde bzw. wird eine Vielzahl von Maßnahmen durchgeführt, um die verschiedensten Alterungsphänomene kontinuierlich zu überwachen und deren Auswirkungen zu beherrschen. Diese Maßnahmen werden regelmäßig wieder im Hinblick auf ihre Wirksamkeit unter Berücksichtigung des Erfahrungsrückflusses bewertet und erforderlichenfalls optimiert.

Die Thematik der Alterung von SSC war schon immer Bestandteil der Maßnahmen des Betreibers der Anlage KKI 1 zur Beherrschung von Alterungsphänomenen. Das Alterungsmanagement wurde entsprechend dem weiterentwickelten Kenntnisstand im Sinne eines PDCA-Zyklus (Plan-Do-Check-Act) angepasst. Seit Beginn der Diskussion um ein Alterungsmanagement, in dem die verschiedensten bestehenden Maßnahmen unter diesem Begriff zusammengefasst wurden, wurde auch diesem Umstand dahingehend Rechnung getragen, dass das Alterungsmanagement als Bestandteil des Managementsystems der Anlage KKI 1 organisiert und eingeführt wurde. Hierbei wird der aktuelle Stand der Diskussion, wie er sich in der KTA 1403 „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“ widerspiegelt, berücksichtigt.

5 Werkstoffe von Rohrleitungen und Komponenten

Ein wichtiger Beitrag zur Sicherstellung der dauerhaften Anlagensicherheit wird durch ein ausgewogenes, auf die betriebsbedingten Beanspruchungen der Komponenten abgestimmtes Werkstoffkonzept geleistet. Auf der Basis des ständigen Zugewinns an Herstellungs- und Betriebserfahrungen seit der Errichtung der ersten Kernkraftwerksanlagen in Deutschland bis heute wurde dieses Werkstoffkonzept fortentwickelt und aktualisiert.

Mit der Einführung des Basissicherheitskonzeptes im Jahr 1979 wurde auch hinsichtlich der Werkstoffe und deren Verarbeitung eine Optimierung der Herstellungs- und Verarbeitungstechnologie für drucktragende Komponenten/Systeme der Druckführenden Umschließung (DFU) und der „äußeren Systeme“ realisiert.

Die Umsetzung des Erfahrungsrückflusses aus den Anlagen weltweit sowie die Berücksichtigung neuer Erkenntnisse aus Forschungs- und Entwicklungsprogrammen sind im Hinblick auf die Sicherstellung der Komponentenintegrität von hoher Bedeutung und münden in eine Weiterentwicklung der Regelwerke.

Die komponentenspezifische Werkstoffwahl richtet sich nach der sicherheitstechnischen Bedeutung und den spezifischen Anforderungen im Einzelfall, wie z. B. den Mediumsbedingungen. Die maßgeblichen Auswahlkriterien für die Werkstoffwahl betreffen die mechanische Festigkeit, die Zähigkeit, die Schweißbarkeit, die Verarbeitbarkeit und die Korrosionsbeständigkeit.

Die Kenntnis über Korrosionsmechanismen, insbesondere solche mit Korrosionsrisso-bildung, hat bei der Werkstoffauswahl und bei der Betriebsüberwachung hinsichtlich der Vermeidung bzw. des rechtzeitigen Erkennens von Schäden eine hohe Bedeutung.

Nachstehend wird am Beispiel der Korrosionsmechanismen

- dehnungsinduzierte Risskorrosion,
- interkristalline Spannungsrisskorrosion und
- transkristalline chloridinduzierte Spannungsrisskorrosion

die Umsetzung des Erfahrungsrückflusses aus den Anlagen und die zur Sicherstellung der Komponentenintegrität getroffenen Maßnahmen aufgezeigt.

Dehnungsinduzierte Risskorrosion

Dehnungsinduzierte Risskorrosion (DRK) geht von einer lokal, zumeist durch mechanische Beanspruchung, verletzte Oxidschutzschicht in unlegierten oder niedriglegierten ferritischen Stählen aus. Die Rissbildung erfolgt überwiegend aufgrund mechanischer Wechselbeanspruchung durch den Betrieb, z. B. beim An- und Abfahren,

wobei sich in Stillstandsphasen an der Risspitze Korrosionsmulden ausbilden (korrosive Auskolkung). Abhängig von der Betriebsweise wechseln sich Ermüdungsrissswachstum und Stillstandskorrosion ab.

Die Anfälligkeit für DRK hängt insbesondere vom Zusammenwirken der Einflussgrößen mechanische Beanspruchung (Dehnrage), Temperatur und Sauerstoffkonzentration ab. Oberflächenunregelmäßigkeiten, wie z. B. ausgeprägte Wurzelkerben und Kantenversatz in Schweißnähten wirken dabei wegen der lokalen Spannungskonzentration als potenzielle Rissstarter.

Abgeleitet aus den Erfahrungen und den begleitenden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Rissbildungsmechanismus wurde in der Anlage KKI 1 ein geschlossenes Konzept zur Beherrschung der DRK-Problematik umgesetzt. Dies beinhaltet eine Identifizierung der betroffenen Rohrleitungssysteme, die Einleitung geeigneter betrieblicher und verfahrenstechnischer Optimierungsmaßnahmen sowie umfangreiche Umrüstmaßnahmen in den betroffenen Systemen.

Im Rahmen der Umsetzung der Umrüstmaßnahmen wurden die Auslegungs- und Ausführungsgrundsätze der RSK-Leitlinien „Rahmenspezifikation Basissicherheit“ wie folgt realisiert:

- Einsatz optimierter Werkstoffe
- konservative Begrenzung der Spannungen
- Vermeidung von Spannungsspitzen (z. B. durch Minimierung des Kantenversatzes, Vermeidung von Wurzelfehlern, fallweises Innenbeschleifen, Reduzierung von Schweißnähten)
- Vermeidung von Kondensatansammlungen (ausreichendes Gefälle, geringer Kantenversatz)
- optimierte Prüfbarkeit mittels zerstörungsfreier Prüfverfahren

Ende der 70er-Jahre sind in ferritischen Rohrleitungssystemen deutscher SWR-Anlagen der Baureihe 69 erstmals korrosionsgestützte Rissbildungen durch DRK bekannt geworden. Ein Großteil der Schäden konzentrierte sich dabei auf Rundnähte des in diesen Anlagen eingesetzten Feinkornbaustahls 17 MnMoV 6 4 (WB35). Schadensauslösend waren in der Regel transiente Beanspruchungen in Verbindung mit systembedingt erhöhtem Sauerstoffgehalt.

Um Auswirkungen von DRK zu begegnen, wurden Nachuntersuchungen in den SWR-Anlagen durchgeführt. Bei den wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen zeigte sich dabei, dass aufgrund der bei der Errichtung nicht optimierten Herstellungstechnologie der Schweißnähte (Kantenversatz, Wurzelungängen) die Durchführung und Fehlererkennbarkeit bei den zerstörungsfreien Prüfverfahren eingeschränkt war und somit möglicherweise Rissbildungen nicht frühzeitig entdeckt werden konnten.

Daher wurden zur Heranführung an den mit Einführung des „Basissicherheitskonzeptes“ neueren Stand des Regelwerkes sowie zur Vermeidung von Schäden durch DRK unter Berücksichtigung der Empfehlungen der RSK bzw. des BMI in der Anlage KKI 1 ab dem Jahr 1981 in zeitlich gestaffelter Abfolge Rohrleitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems innerhalb und außerhalb der DFU und daran anschließende Leitungen wie folgt ausgetauscht:

- Die Frischdampfleitungen RA01-04 von den RDB-Stützen bis vor die inneren FD-ISO-Ventile (1981/82) sowie von den inneren FD-ISO-Ventilen bis einschließlich der Übergangsformstücke im Maschinenhaus (1994)
- Die Speisewasserleitungen von den RDB-Stützen bis zu den ersten äußeren Absperrarmaturen (1981/82) sowie bis zu den zweiten äußeren Absperrarmaturen einschließlich der Anschlussleitungen TH, TJ und TC (1994)
- Die Entlastungsleitungen RA01-04 Z211/221 von den Frischdampfleitungen RA01-04 bis zu den S+E-Ventilen (1981/82)
- Die Hilfsdampfleitung RA06 bis zur äußeren Absperrarmatur (1981/1982) sowie weiterführend bis zum Formstück RA06 F06 (1990) und bis zu den Verteilerformstücken RA06 F05/F07 (1994)
- Die Zudampfleitung TJ02 bis zur äußeren Absperrarmatur (1981/82) sowie weiterführend bis zum Ventil TJ02 S104 (1990/1994)
- Weitere Leitungsbereiche im Maschinenhaus in den Systemen RA, RL, RK, RP und SA (1982, 1992-94)

Diese Umrüstungsmaßnahmen erfolgten unter Einsatz der optimierten, zähen Werkstoffe 20 MnMoNi 55 und 15 MnNi 63 sowie mittels optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien nach den Prinzipien der Basissicherheit. Damit ist in Verbindung mit dem umgesetzten qualifizierten wiederkehrenden Prüfprogramm sichergestellt, dass Rissbildungen weitgehend vermieden bzw. rechtzeitig erkannt werden. Die bisherigen Betriebserfahrungen in der Anlage KKI 1 dazu sind positiv. In den umgerüsteten Rohrleitungssystemen ergaben sich, wie erwartet, keine erneuten korrosionsgestützten Rissbildungen durch DRK.

Interkristalline Spannungsrisskorrosion

Interkristalline Spannungsrisskorrosion (ISpRK) kann bei austenitischen Chrom-Nickel-Stählen dann auftreten, wenn die Faktoren lokale mechanische Beanspruchung (Zugspannungen), anfälliger Werkstoffzustand und oxidationsmittelhaltiges Medium ungünstig zusammenwirken.

In Deutschland wurde bei der Werkstoffwahl für austenitische Komponenten, die mit dem Reaktorkühlmittel beaufschlagt werden, den stabilisierten Werkstoffen gegenüber den low carbon Versionen der Vorzug gegeben. Mit der Stabilisierung des Werkstoffs durch Zulegieren von Titan oder Niob erwartete man unter den gegebenen Mediumsbedingungen eine Beständigkeit gegen ISpRK.

Die im Rahmen wiederkehrender Prüfungen in SWR-Anlagen an Schweißnähten von austenitischen, mit Reaktorwasser beaufschlagten Rohrleitungen aus dem titanstabilisierten Werkstoff 1.4541 Anfang bis Mitte der 90er-Jahre festgestellten Anrisse zeigten jedoch, dass auch stabilisierte austenitische Stähle bei Zusammenwirken ungünstiger Faktoren anfällig gegenüber ISpRK sein können. Neben dem in SWR-Anlagen höheren Sauerstoffgehalt im Reaktorwasser sowie den bauteilspezifischen Schweißeigenspannungen kommt dabei dem Werkstoffzustand die maßgebliche Bedeutung zu.

Werkstoffspezifischer Auslöser war überwiegend eine im Bereich der Korngrenzen vorliegende Chromverarmung in der Wärmeeinflusszone, hervorgerufen durch Chromkarbidbildung auf den Korngrenzen infolge hoher Wärmeeinbringung beim Schweißprozess und der dadurch erfolgten Sensibilisierung des Werkstoffes.

Die festgestellten Schädigungen waren Anlass für umfangreiche zerstörungsfreie Sonderprüfungen in den Anlagen sowie von Untersuchungs- und Forschungsprogrammen. Hierbei zeigte sich, dass der Kohlenstoffgehalt, die Höhe des Stabilisierungsverhältnisses und die Art des Stabilisierungselementes sowie die Verarbeitung des Werkstoffes beim Schweißen die Beständigkeit der stabilisierten Austenite maßgeblich beeinflussen. Kaltverformte Bereiche, wie sie z. B. an Quetschfalten im Wurzelbereich von einseitig geschweißten Nähten vorliegen oder durch unsachgemäße Bearbeitung verursacht werden, wirken hierbei ebenso ungünstig.

Auf der Grundlage der aus den Untersuchungs- und Forschungsprogrammen zur Sensibilisierung sowie zum Einfluss der Kaltverformung gewonnenen Erkenntnisse wurden die Anforderungen an den Einsatz, die Verarbeitung und die Prüfung stabiliert austenitischer Werkstoffe neu spezifiziert.

Bei den in der Anlage KKI 1 aufgrund dieser Erkenntnisse veranlassten Austauschmaßnahmen wurde der optimierte niobstabilisierte Werkstoff 1.4550 mit abgesenktem Kohlenstoffgehalt und erhöhtem Stabilisierungsverhältnis eingesetzt. Weiterhin wurden die Schweißverfahren und Schweißparameter im Hinblick auf eine Reduzierung der Wärmeeinbringung und der Schweißeigenspannungen sowie der Verringerung des Schweißschrumpfes und der Vermeidung von Quetschfalten optimiert. Zur Beseitigung von Kerben wurden werkstoffschonende Innenschleifgeräte qualifiziert.

Gleichzeitig wurden auch die Prüfverfahren für die zerstörungsfreie Prüfung austenitischer Schweißnähte weiterentwickelt und insbesondere die Ultraschall-Prüfung der Schweißverbindungen im Hinblick auf die Auffindung von Fehlern an der Innenoberfläche qualifiziert und im Regelwerk verankert. Ergänzend wurden zerstörungs-

freie Analyseverfahren mittels Ultraschall und digitaler Radiografie weiterentwickelt, um Anzeigen hinsichtlich ihrer Art, Lage und Ausdehnung ggf. genauer analysieren zu können.

In der Anlage KKI 1 wurden nach dem Bekanntwerden der ersten Befunde in anderen Anlagen und den veranlassten zerstörungsfreien Prüfungen Rissbildungen an dem austenitischen Rohrleitungswerkstoff 1.4541 vorwiegend in den Wärmeeinflusszonen der Schweißnähte des Lagerdruckwassersystems TD und vereinzelt im Reaktorwasserreinigungssystem TC festgestellt. In weiteren zerstörungsfrei überprüften austenitischen Systemen, wie z. B. dem Kernflutsystem TK und dem Nachkühlsystem TH, wurden keine Risse gefunden.

Die Leitungen des Lagerdruckwassersystems TD wurden in der Anlage KKI 1 infolge des Umbaus der Zwangsumwälzpumpen entbehrlich. Sie sind deshalb 1993 entfallen. Weiterhin wurden die Saugleitungen und Deckelsprühleitungen des Reaktorwasserreinigungssystems TC vom Anschluss an den RDB bis zur äußeren Durchdringungsarmatur erneuert (1993/1994). Im Zuge der Heranführung der Anlage an den fortgeschriebenen Stand der Technik erfolgte außerdem ein Austausch der Kernflutleitungen TK sowie eine Teilerneuerung der Abfahrkühlleitungen TH und der in die Speisewasserleitungen einbindenden austenitischen Leitungsabschnitte des TC-Systems (außerhalb DFU).

Die Umrüstmaßnahmen erfolgten unter Einsatz des optimierten niobstabilisierten Stahls 1.4550 S und unter Berücksichtigung der Erkenntnisse zur Verarbeitung. Die Schweißnahtanzahl wurde durch Einsatz von Induktivbiegungen reduziert. Durch die Einhaltung geringer Fertigungstoleranzen sowie durch werkstoffschonendes Beschleifen wurden herstellungsbedingte geometrische Unstetigkeiten (z. B. Kerben) weitgehend vermieden und die Anwendung zerstörungsfreier Prüfverfahren optimiert.

Unabhängig davon wurden die wasserchemischen Richtlinien und deren Überwachungsmaßnahmen in der Anlage KKI 1 vorsorglich überarbeitet und an die EPRI-Guidelines angeglichen. Hiermit erfolgten insbesondere auch Änderungen der zulässigen Werte für die elektrische Leitfähigkeit sowie für den Chlorid- und Sulfatgehalt des Reaktorwassers, die ebenfalls Einfluss auf die Entstehung von ISpRK in austenitischen CrNi-Stählen haben.

Im Hinblick auf die Betriebsüberwachung der heißgehenden, Reaktorwasser führenden austenitischen Rohrleitungen wurden in den Regeln des KTA sowie in den Prüfverfahren der Anlage KKI 1 die Prüfumfänge verdoppelt und die Prüfverfahren zur Auffindung von Fehlern an den Innenoberflächen der Rohrleitungen optimiert.

Aufgrund des Werkstoffs 1.4550 S und der optimierten Herstellung der Schweißverbindungen ist eine Anfälligkeit gegenüber ISpRK nicht zu erwarten. Umfang und Prüfverfahren der wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen tragen den Erkenntnissen Rechnung. In den umgerüsteten Bereichen wurden keine Hinweise auf erneute Rissbildungen festgestellt.

Ein im Jahr 2002 im Reaktorwasserreinigungssystem TC im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen detektierter, lokal begrenzter Riss, der auf ISpRK zurückzuführen war, lag außerhalb der Umrüstbereiche und wurde durch Rohraustausch behoben.

Schäden durch ISpRK am Kernmantel in der Anlage Würgassen an dem dort eingesetzten, bezüglich des Kohlenstoffgehaltes und des Stabilisierungsverhältnisses nicht optimierten Stahl 1.4550 wurden analysiert, hinsichtlich der Übertragbarkeit auf die Anlage KKI 1 bewertet sowie mittels zerstörungsfreier Prüfungen verifiziert. Die Ergebnisse zeigten, dass am Kernmantel KKI 1 keine Schädigungen vorliegen und aufgrund des derzeitigen Kenntnisstandes auch nicht zu erwarten sind.

Transkristalline chloridinduzierte Spannungsrisskorrosion (TSpRK)

Austenitische CrNi-Stähle sind unter dem Einfluss eines sauerstoffhaltigen wässrigen Mediums, ausreichender Zugspannungen (auch Eigenspannungen) und kritischer Chloridionen-Konzentrationen grundsätzlich anfällig gegenüber Spannungsrisskorrosion. Die Risse verlaufen transkristallin im Werkstoffgefüge. Schädigungen traten bisher überall dort auf, wo Bedingungen herrschten, die eine Anreicherung bzw. Aufkonzentration von Chloriden ermöglichen. Dies sind z. B. Bereiche mit Phasenübergängen oder Oberflächen mit direkter Berührung durch chloridhaltige Hilfsstoffe (z. B. Dichtungen). Bei durchströmten Bereichen ist TSpRK hingegen nicht zu unterstellen.

Schädigungen durch TSpRK in deutschen DWR- und SWR-Anlagen wurden mittels verschiedener GRS-Weiterleitungsnachrichten bekanntgegeben und bewertet. Entsprechende Ereignisse ergaben sich u. a. in den Anlagen Stade (WLN 2001/04), Grafenrheinfeld (WLN 2005/14) und Krümmel bzw. Brunsbüttel (WLN 2008/03). Diesen Ereignissen war gemeinsam, dass im Bereich von Phasenübergängen bzw. in Toträumen eine Anreicherung von Chloriden stattfand, die zu Rissbildungen durch TSpRK führte. Die Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten war jedoch durch die Rissbildungen nicht beeinträchtigt.

Im Hinblick auf die Eingrenzung derartiger Mechanismen in der Anlage KKI 1 wurden die Systembereiche der druckführenden Umschließung und des Sicherheitssystems, in denen erhöhte Chloridkonzentrationen an den Oberflächen entstehen können, systematisch analysiert und identifiziert. Diese Bereiche wurden bzw. werden mittels geeigneter zerstörungsfreier Prüfverfahren wiederkehrend überprüft. Armaturenhäuser und Stopfbuchsabsaugeleitungen sind in diese Prüfungen einbezogen.

Weiterhin wurden geeignete administrative Vorgaben zur Vermeidung von Chlorideinträgen z. B. bei Instandhaltungs- und Wartungsarbeiten getroffen.

Die bisherigen Überprüfungsmaßnahmen zu den vorgenannten Ereignissen dieser Thematik in der Anlage KKI 1 ergaben an den sicherheitsrelevanten Rohrleitungen

und Komponenten mit größeren Nennweiten bisher keine relevanten Schädigungen. Unabhängig davon zeigten sich jedoch auch in der Anlage KKI 1 in begrenztem Umfang an verschiedenen Komponenten Auswirkungen aufgrund von TSpRK nach dem v. g. Mechanismus. Diese wurden zuletzt z. B. mit den meldepflichtigen Ereignissen 04/2006, 07/2006 und 01/2009 angezeigt.

Dem Wirkungsmechanismus wird durch eine systematische Analyse und Überprüfung relevanter Bereiche Rechnung getragen. Ergänzende administrative Vorgaben zur Vermeidung von Chlorideinträgen wurden festgelegt.

Zusammenfassung zu Werkstoffe von Rohrleitungen und Komponenten

Aus den vorstehenden Erläuterungen wird deutlich, dass zur Erhaltung der Komponentenintegrität in der Anlage KKI 1 auf der Grundlage des nationalen und internationalen Erfahrungsrückflusses und der Weiterentwicklung der Regelwerke ein fortlaufender Verbesserungsprozess mit Heranführung der Anlage an den fortschreitenden Stand der Technik erfolgte. Erkenntnisse aus Wirkungsmechanismen und den dazu erfolgten Forschungs- und Entwicklungsprogrammen wurden unter Einbeziehung aller Fachgremien diskutiert und bewertet, daraus abzuleitende Maßnahmen wurden berücksichtigt.

Sicherheitsrelevante Rohrleitungen und Komponenten der DFU sowie daran anschließende Systeme außerhalb der DFU wurden nach den Grundsätzen der Basis-sicherheit unter Einsatz optimierter Werkstoffe und Verarbeitungs- und Prüftechnologien sukzessive erneuert und erfüllen somit die Anforderungen des aktuellen Regelwerkes. Damit kann ein Versagen (Bruch) solcher Komponenten als Folge herstellungsbedingter Mängel ausgeschlossen werden. In Verbindung mit der Überarbeitung und Überwachung der Richtlinien für die Wasserchemie sowie für den Umgang mit Hilfsstoffen liegen damit Bedingungen vor, die dem Auftreten von betrieblichen Korrosionsschäden vorbeugen. Ein Versagen dieser Rohrleitungen und Komponenten aufgrund von Korrosionsmechanismen ist daher nicht zu unterstellen. Mit dem Einsatz optimierter Prüftechnologien bei den wiederkehrenden Prüfungen wird sichergestellt, dass auch potentielle Korrosionsmechanismen rechtzeitig vor dem Erreichen kritischer Fehlergrößen erkannt werden (Leck-vor-Bruch-Verhalten).

Die Betriebserfahrungen in den umgerüsteten Systemen in der Anlage KKI 1 sind, ebenso wie in anderen deutschen Anlagen, positiv. Sowohl an den umgerüsteten ferritischen Systemen als auch an den umgerüsteten austenitischen Rohrleitungen der Anlage KKI 1 wurde die Anfälligkeit gegenüber den Korrosionsmechanismen DRK und ISpRK durch die Optimierungsmaßnahmen beseitigt. Dies wird durch die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen und der Betriebsüberwachung bestätigt.