

Kompetenzverbund Kerntechnik

Aufgabenschwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung aus Anlass der verlängerten Laufzeiten deutscher Kernkraftwerke

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung.....	1
2	Absehbare Entwicklungstendenzen	2
2.1	Optimierung des Brennstoffs und der Kernbeladung/Einsatzstrategien	2
2.2	Alterung von Komponenten und Bauteilen	3
2.3	Leit- und Wartentechnik	5
2.3.1	Wechsel zu digitaler Sicherheitsleittechnik.....	5
2.3.2	Übergang zu hoch integrierter Wartentechnik	6
3	Vorrangige F&E-Schwerpunkte.....	7
3.1	Optimierung des Brennstoffs und der Kernbeladung/Einsatzstrategien	7
3.1.1	Hochabbrand	7
3.1.2	Optimierte Beladungsstrategien	8
3.2	Alterung von Komponenten und Bauteilen	8
3.2.1	Metallische Komponenten	8
3.2.2	Stahlbetonstrukturen	12
3.2.3	Nicht-Prozesstechnische Komponenten.....	14
3.3	Leit- und Wartentechnik.....	17
3.3.1	Wechsel zu digitaler Sicherheitsleittechnik.....	17
3.3.2	Übergang zu hoch integrierter Wartentechnik	19
4	Querschnittsthemen	20
4.1	Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA).....	21
4.2	Sicherheitsmargen (Safety margins).....	22
4.3	Unsicherheitsanalysen.....	22
5	Literatur	24

1 Einleitung

Angesichts der auch für deutsche Kernkraftwerke diskutierten längeren Laufzeiten stellt sich die Frage, ob sich hierdurch neue Gesichtspunkte ergeben, die es erforderlich erscheinen lassen, die Schwerpunkte der begleitenden und vorausschauenden Reaktorsicherheitsforschung anzupassen. Dabei zählen Fragen der Alterung der Anlagen ebenso wie technologische Entwicklungen in dem dann zu betrachtenden erweiterten Zeithorizont zu den wesentlichen sicherheitsrelevanten Einflussfaktoren.

Die Betriebsgenehmigungen für deutsche Kernkraftwerke wurden ursprünglich unbefristet erteilt. Für ihren Bestand war es aber erforderlich, die Sicherheit der Anlagen betriebsbegleitend kontinuierlich nachweislich zu gewährleisten. Mit der Novellierung des Atomgesetzes im Jahre 2000 wurden die Betriebszeiten jedoch auf die Lieferung von Strommengen begrenzt, die in etwa 32 Volllastjahren der jeweiligen Anlagen entsprechen.

Andere Länder mit erheblichem Beitrag der Kernenergie zur Elektrizitätsversorgung weichen von der deutschen Vorgehensweise zum Teil erheblich ab. Beispielsweise sind die Betriebsgenehmigungen dort auf eine maximale Zeitspanne, üblicherweise 40 Jahre, beschränkt. Aufgrund der guten Betriebserfahrungen und des allgemeinen Anlagenzustandes nach mehr als der Hälfte der ursprünglich geplanten Einsatzdauer, wurden und werden in diesen Ländern Verfahren zur Verlängerung der Betriebsgenehmigungen um weitere 20 Jahre entwickelt und durchgeführt. Dies ist, z. B. in den USA, bereits gängige Praxis. Eben dort werden nun auch Laufzeitgenehmigungen für Gesamtbetriebszeiten von bis zu 80 Jahren ernsthaft in Betracht gezogen /EIC 08/.

Im Folgenden werden daher aus heutiger Sicht zu erwartende fachgebietsbezogene Entwicklungstendenzen aufgezeigt, deren mögliche sicherheitstechnische Konsequenzen vorausschauend geklärt werden sollten. Zusätzlich kann durch entsprechende Forschungsarbeiten an Universitäten und außeruniversitären Forschungseinrichtungen auch die Ausbildung und Qualifizierung dringend benötigten technisch-wissenschaftlichen Nachwuchses unterstützt werden.

2 Absehbare Entwicklungstendenzen

Im Hinblick auf die diskutierten Laufzeitverlängerungen ist damit zu rechnen, dass Kraftwerksbetreiber und Hersteller bestrebt sein werden, die bisherigen Betriebserfahrungen sowie neue technologische Entwicklungen zu nutzen, um mittels Anlagenmodifikationen und Änderungen der Betriebsweisen die Wirtschaftlichkeit und Betriebsstabilität der Kernkraftwerke weiter zu verbessern. So könnte auch der zunehmende Lastfolgebetrieb im Fall einer zukünftigen Energiestrategie mit verlängerten Laufzeiten von Kernkraftwerken im Hinblick auf die Verträglichkeit mit regenerativen Energieträgern eine größere Rolle spielen. Lastfolgebetrieb bedeutet aber stärkere Beanspruchung einer Vielzahl von Komponenten, wobei vorausschauend zu bewerten ist, ob Sicherheitsmargen signifikant vermindert werden.

Diese Maßnahmen, in Verbindung mit Alterungsprozessen aufgrund verlängerter Betriebszeiten, könnten zu deutlichen Verminderungen der tatsächlich vorhandenen Sicherheitsmargen führen. Besondere Bedeutung für die sicherheitstechnische Beurteilung erlangen in diesem Zusammenhang Simulationswerkzeuge mit der Fähigkeit möglichst realitätsnaher Prognose /NEA 07/. Sie kommen zum Einsatz, um betriebs- und störfallbedingtes Anlagenverhalten zu simulieren, aber beispielsweise auch, um ein besseres Verständnis von Schädigungsmechanismen, die im Laufe des Anlagenbetriebs einen fortschreitenden Verzehr von Lebensdauer der Kraftwerkskomponenten bewirken, zu ermöglichen. Zudem können ergänzende Werkzeuge und Methoden für Querschnittsbetrachtungen, wie probabilistische Sicherheitsanalysen oder die Feststellung globaler Sicherheitsmargen, maßgeblich zur Beurteilung der Sicherheitsentwicklung vor dem Hintergrund zunehmender Anlagenbetriebszeiten beitragen.

Vorrangig sollten aus heutiger Sicht die Entwicklungen auf den nachfolgend beschriebenen Fachgebieten forschend begleitet werden.

2.1 Optimierung des Brennstoffs und der Kernbeladung/Einsatzstrategien

Im Falle einer Laufzeitverlängerung ist zu erwarten, dass die Betreiber zur besseren Ausnutzung des Brennstoffinventars mittelfristig Brennelementabbrände von 70 MWd/kg und mehr anstreben werden /RSK 06a/, /BOR 02/. Höhere Abbrände lassen sich durch eine Erhöhung der Spaltstoffanreicherung der Brennelemente erzielen. Sie führen durch die verbesserte Ausnutzung des Brennstoffinventars neben der betriebswirtschaftlichen Optimierung der Anlage auch zu einer Verminderung der Anzahl

nachzuladender und damit zu entsorgender Brennelemente. Allerdings können durch die Weiterentwicklung des Kernbrennstoffs und der Kernbeladung herausfordernde Bedingungen wie z. B. hohe akkumulierte Neutronendosen und Änderungen in der Leistungsdichteverteilung geschaffen werden, die gegebenenfalls zu geänderten Belastungen für die Kerneinbauten und den Reaktordruckbehälter führen /KVK 07/. Ob es dadurch zu Änderungen des inhärenten Kernverhaltens kommen kann, die höhere Beanspruchungen zur Folge haben und somit zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen erfordern, bleibt zu prüfen. Für die sicherheitstechnische Bewertung solcher Hochabbrandstrategien sind fortgeschrittene Rechenmethoden notwendig, mit denen belastbare Aussagen über die Reaktivitätsbilanz und Nuklidinventare von abgebrannten Brennelementen gemacht werden können.

Darüber hinaus bedeutet die Optimierung der Beladungsstrategien für die Betrachtung von Störfällen ein verändertes Störfallverhalten. Die höher angereicherten und somit höher abgebrannten Reaktorkerne zeigen eine größere Heterogenität und erhöhen damit die Anforderungen an die zu verwendenden Rechenprogramme /RSK 06a/. So stellt die fortlaufende Optimierung der aktuellen Kernbeladungen hinsichtlich Hochabbrand, MOX-Einsatz und verstärkter Heterogenität der Beladepäne die verwendeten Näherungsverfahren zunehmend in Frage. Die damit einhergehenden Unsicherheiten bei der Bestimmung der Brennelement- und stabweisen Leistungsverteilung verlangen nach einer erhöhten Rechengenauigkeit und Aussagesicherheit, um gerade auch für Störfallsituationen und auslegungsüberschreitende Ereignisse zuverlässige Aussagen zum Verhalten von Reaktorkern und Brennstäben machen zu können.

2.2 Alterung von Komponenten und Bauteilen

Mit zunehmender Betriebsdauer der Kernkraftwerke ist in steigendem Maße mit alterungsbedingten Eigenschaftsänderungen von Komponenten und Bauteilen zu rechnen /IAEA 09/. Dennoch muss auch für ältere Anlagen gewährleistet sein, dass unzulässige alterungsbedingte Beeinträchtigungen der Integrität und Funktion sicherheitstechnisch relevanter Systeme unter Betriebs- und Störfallbedingungen weitestgehend ausgeschlossen werden können. Daher wird, insbesondere unter dem Aspekt der aktuell diskutierten Möglichkeit einer Laufzeitverlängerung auf den Gebieten der Prüfung/Detektion, Charakterisierung und Bewertung von Alterungsphänomenen sowie Quantifizierung von Sicherheitsmargen künftig ein verstärktes Engagement der Reaktorsicherheitsforschung notwendig werden.

Neben den verfahrenstechnischen Komponenten sind in diesem Zusammenhang auch sicherheitstechnisch relevante Gebäudestrukturen und nicht-verfahrenstechnische Komponenten wie die des Elektro- und Leittechniksystems oder Komponenten mit Barriere- oder Verankerungsfunktion von Interesse.

Die Bestimmung der Beanspruchungsgrenze einer metallischen Komponente unter Berücksichtigung von Alterungsmechanismen ist verknüpft mit der Frage nach der Quantifizierung der Sicherheitsmarge der Komponente gegenüber Versagen. Für die bei metallischen Komponenten wirkenden Schädigungsmechanismen ist die Summe der zeitlichen Veränderungen der Werkstoffeigenschaften unter Einwirkung von mechanischen Belastungen, Temperatur, Bestrahlung sowie chemisch/physikalischen Reaktionen mit den umgebenden Medien verantwortlich. Durch Überlagerung verschiedener Schädigungsmechanismen sind Wechselwirkungen möglich, die die Einzelwirkungen wie teilweise zu Leckagen führende Rissbildungen verstärken und beschleunigen.

Unabhängig von der bisherigen guten Erfahrung mit Betonbauwerken in Kernkraftwerken können Alterungserscheinungen auch deren Lebensdauer beeinflussen. Dies sind insbesondere Korrosion des Bewehrungsstahls, Verlust der Vorspannkraft, Beton- auswaschungen und Verlust von Korrosionsinhibitoren bei vorgespannten Systemen durch Risse im Beton. Mit der zunehmenden Einsatzdauer der Betonbauwerke sind eine in ihren quantitativen Aussagen belastbare zerstörungsfreie Prüfung und eine auf Simulationen basierte Zustandsbewertung, die auf den kernkraftwerksspezifischen Randbedingungen aufbaut notwendig.

Nicht-verfahrenstechnische Komponenten waren bisher nicht Gegenstand der deutschen Reaktorsicherheitsforschung. Allerdings ist davon auszugehen, dass alterungsbedingte Funktionsausfälle auch für diese Komponentengruppen mit steigender Betriebsdauer zunehmen und damit an sicherheitstechnischer Bedeutung gewinnen. Besonders wichtig ist dies für Komponenten mit hoher sicherheitstechnischer Relevanz, die im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen nur schwer bzw. nicht zugänglich sind oder deren Austausch nur mit großem Aufwand möglich ist. So unterliegen beispielsweise die Kunst- und Isolierstoffe, die als Mantel für elektrische Leitungen verwendet werden, Alterungsprozessen. Je nach Einsatzort führen ionisierende Strahlung, UV-Licht, Temperaturschwankungen und Feuchte zu Versprödung und Aushärtung der Materialien, die zu Funktionsbeeinträchtigungen wie z. B. Isolationsschwächungen oder zu komplettem Funktionsverlust führen können /RSK 04/. Auch Modernisierungsmaßnahmen der Kabelsysteme (u. a. Brandschutzmaßnahmen) können durch eine Verän-

derung der Umgebungsbedingungen zum beschleunigten Alterungsprozess beitragen. Aber auch Komponenten mit Verankerungsfunktion, wie z. B. durch Alterungsprozesse funktionsbeeinträchtigte Dübel, die essentiell für die Integrität von Gebäuden oder Gebäudeeinbauten sind, können ein potentielles Sicherheitsrisiko für die gesamte Anlage darstellen. Unter anderem sind auch Schadensursachen, die bisher im Rahmen der deutschen Reaktorsicherheitsforschung nicht näher betrachtet wurden, wie beispielsweise die mikrobiologisch induzierte Korrosion, von Interesse /IAEA 09/.

Unter dem Aspekt der Laufzeitverlängerung deutscher Kernkraftwerke sollte es Ziel künftiger Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten sein, den Kenntnisstand bezüglich der Alterung der genannten Werkstoffe und Komponentengruppen zu erweitern und in fortschrittliche Material-, Analyse- und Lebensdauermodelle umzusetzen, die für Sicherheitsbeurteilungen genutzt werden können.

2.3 Leit- und Wartentechnik

2.3.1 Wechsel zu digitaler Sicherheitsleittechnik

Aufgrund technischer Weiterentwicklungen zeichnet sich derzeit sowohl international als auch national zunehmend die Notwendigkeit ab, die festverdrahteten analogen Leittechniksysteme bestehender Anlagen auf digitale Systeme, die Messwerte und Betriebsdaten rechnergestützt verarbeiten, umzurüsten. Durch mögliche Laufzeitverlängerungen wird die Notwendigkeit einer zeitnahen Umrüstung zusätzlich erhöht. Dies ist u.a. darauf zurückzuführen, dass die Komponenten der analogen Leittechnik nicht mehr gefertigt werden. In einigen deutschen Kernkraftwerken wurden bereits Umrüstungen auf softwarebasierte Systeme in der betrieblichen Leittechnik (z. B. Steuerung und Regelung, Überwachung von betrieblichen Systemen) und in leittechnischen Begrenzungseinrichtungen (z. B. Turbinenschutz) durchgeführt. Allerdings steht die Einführung der rechnerbasierten Sicherheitsleittechnik in der höchsten Sicherheitskategorie noch bevor. Problematisch in diesem Zusammenhang ist jedoch, dass derzeit für rechnerbasierte Leittechniksysteme keine Methoden für einen den gesamten Lebenszyklus umfassenden Sicherheitsnachweis zur Beherrschung postulierter gemeinsam verursachter Ausfälle (GVA) existieren /RSK 09/. Ursachen für solche systematischen Fehler mit sicherheitsrelevanten Auswirkungen können unterschiedlichen Ursprungs sein. Zu nennen wären hier Softwarefehler aufgrund von Spezifikationsfehlern, Herstellungsmängeln und fehlerhaften Instandhaltungsmaßnahmen. Fehlfunktionen können

auch durch Unverträglichkeit unterschiedlicher Softwaremodule aber auch durch Unverträglichkeit von Hard- und Software auftreten. Das Entstehen von Fehlerquellen wird durch die hohe Komplexität der Software und die hohe Integrationsdichte der Hardware weiter begünstigt. Daher werden derzeit für die Umrüstung der Sicherheitsleittechnik auf digitale Systeme ergänzende fehlerbeherrschende Maßnahmen in der Auslegung gefordert /RSK 09/. So könnte die Fehlerbeherrschung eines gemeinsam verursachten Ausfalls (GVA) in der Hard- und Software durch eine dissimilare Auslegung (hinreichende Unähnlichkeit) der softwarebasierten Leittechnik /VDT 08/ oder durch eine konsequente Anwendung funktionaler Diversität (Nutzung diversitärer Anregekriterien) erreicht werden /ILK 03/. Auch hier existieren jedoch bisher keine allgemein anerkannten Kriterien und Methoden zur Bewertung hinreichend diversitärer Auslegung.

2.3.2 Übergang zu hoch integrierter Wartentechnik

Auch im Bereich der Wartentechnik sind bei Laufzeitverlängerung dem internationalen Trend folgend, modernisierende Maßnahmen zu erwarten. Die entsprechenden Um- und Nachrüstungen sind unumgänglich, da vergleichbar mit den Sicherheitsleittechniksystemen konventionelle Systemkomponenten in Zukunft nicht mehr zur Verfügung stehen werden. Darüber hinaus bietet die Umrüstung von konventionellen auf hochintegrierte, rechnergestützte Leitwarten zusätzlich die Möglichkeit, Informationen verbessert und umfassender anzuzeigen und aufzubereiten. An die Zuverlässigkeit der modernen Systeme sind auch hier hohe Anforderungen zu stellen, wie z. B. an hochverfügbare Systeme für rechnergestützte Betriebshandbücher. Weiterhin ist zu erwarten, dass der Einsatz rechnergestützter Systeme in der Leitwarte zu einem erhöhten Automatisierungsgrad spezifischer Systeme führen wird und damit neue Herausforderungen an Organisation und Kraftwerkspersonal stellt /NEA 09/. Daher ist es in künftigen Forschungs- und Entwicklungsprojekten nötig, die Auswirkungen der Modernisierungen auf den sicheren Betrieb zu bewerten und entsprechende Methoden zu erarbeiten.

3 Vorrangige F&E-Schwerpunkte

Für die sichere Beurteilung des jeweiligen Anlagenzustandes sowie die Prognose der zu erwartenden betriebsbedingten und alterungsbedingten Veränderungen des Sicherheitszustandes der länger betriebenen Kernkraftwerke sind qualifizierte Prüf-, Beurteilungs- und Prognosemethoden und validierte Simulationswerkzeuge rechtzeitig zu entwickeln und bereitzustellen. Eine Vielzahl solcher Methoden und Werkzeuge steht für in Deutschland betriebene Leichtwasserreaktoren bereits zur Verfügung. Sie sind jedoch an die Anforderungen technologisch neuer Kraftwerkseinrichtungen sowie zur Berücksichtigung von Alterungsphänomenen anzupassen bzw. weiterzuentwickeln. Insbesondere sind an die Simulationsprogramme zur Ermittlung des Ablaufs postulierter Transienten und Störfälle sowie der daraus resultierenden Belastungen höhere Genauigkeitsanforderungen zu stellen, da infolge Alterung, aber auch durch Betriebsoptimierungen mit der Reduzierung von Sicherheitsmargen gerechnet werden kann. Im Folgenden werden daher für die in Kapitel 2 beschriebenen Fachgebiete Schwerpunkte mit erhöhtem Forschungs- und Entwicklungsbedarf näher spezifiziert.

3.1 Optimierung des Brennstoffs und der Kernbeladung/Einsatzstrategien

3.1.1 Hochabbrand

Im Zusammenhang mit Hochabbrand zeigen neueste Untersuchungen die Bedeutung des PCMI (Pellet Cladding Mechanical Interaction) Schadensmechanismus. Die Untersuchungen hierzu stehen noch am Anfang /KAR 09/. Im Hinblick auf eine Laufzeitverlängerung ist es das Ziel weiterer Forschungsarbeiten, Rechenmethoden zur Bestimmung des Brennstabverhaltens bei hohem Abbrand unter Betriebs- und Störfallbedingungen mit Blick auf die neuesten Erkenntnisse zu ertüchtigen und anhand aktueller experimenteller Untersuchungen zum Brennstabverhalten zu validieren. Hierbei werden auch neue Experimente, bzw. Experimentieranlagen notwendig sein.

Unter der Perspektive verlängerter Anlagenlaufzeiten ist darüber hinaus im Hinblick auf internationale Tendenzen mit Bestrebungen zu rechnen, neue Kernbrennstoffe zu entwickeln, um die Mengen an langlebigen Spaltprodukten wie Plutonium (Pu) und Minoren Aktiniden (Np, Cm, Am) zu reduzieren. Ebenso ist der Einsatz alternativer Brennstoffe, wie z. B. Pellets mit Additiven und abbrennbaren Giften zu betrachten (Aluminiumsilicate Additive Fuel, Gadolinia Fuel, Chromia Dopant Fuel) /AKI 99/, /ARB 06/.

Hierzu müssen solche innovativen Kernbrennstoffe untersucht und geeignete Brennelementauslegungen gefunden werden. Basierend auf den Ergebnissen müssen die relevanten Rechencodes entsprechend ertüchtigt werden.

3.1.2 Optimierte Beladungsstrategien

Ziel einer optimierten Beladungsstrategie ist unter anderem die Veränderung von Leistungsdichte und Neutronenspektrum dahingehend, dass die Belastungen für den RDB und für die Kerneinbauten reduziert werden. Die fortlaufende Optimierung der Beladungsstrategien wird neben dem Einsatz von Mischoxid-Brennstoffen (MOX), Neutronengiften und Low Leakage-Beladeschemata wesentlich durch den Einsatz hochabgebrannter Brennelemente charakterisiert. Hieraus ergibt sich eine zunehmende Heterogenität der Kernbeladung. Diese Heterogenitätseffekte müssen bei der Entwicklung neuer Rechenmodelle berücksichtigt werden. Hierzu wird es zunehmend notwendig werden, deterministische Neutronentransportmodelle, die eine räumlich hoch aufgelöste Beschreibung des Reaktorkerns bis hin zur Betrachtung der einzelnen Stabzelle zu lassen, in aktuelle Rechencodes zu implementieren. Aus internationalen Aktivitäten ist abzulesen, dass in der Lösung der Neutronentransportgleichung erhebliches Verbesserungspotenzial gegenüber nodalen Diffusionsverfahren gesehen wird und zwar sowohl bei der Auslegung als auch bei der Störfallanalyse von Leichtwasserreaktoren. Letztlich müssen 3-D Transportmethoden für Kernberechnungen qualifiziert werden oder Transporteffekte in die vorhandenen Rechenprogramme integriert werden /KVK 07/. Also muss die Lösung der Neutronentransportgleichung weiterentwickelt werden, um die zunehmende Heterogenität des Reaktorkerns hochaufgelöst berechnen zu können.

3.2 Alterung von Komponenten und Bauteilen

3.2.1 Metallische Komponenten

Zur Bestimmung der Beanspruchungsgrenze und zur Quantifizierung der Sicherheitsmarge einer Komponente gegenüber Versagen ist es notwendig, die zeitlichen Veränderungen der Werkstoffeigenschaften unter Einwirkung und gegenseitiger Beeinflussung relevanter Schädigungsmechanismen zu berücksichtigen. Um die noch offenen Fragen im Bezug auf das Verhalten metallischer Werkstoffe und Komponenten beant-

worten zu können, sind sowohl experimentelle als auch analytische zusätzliche Forschungsarbeiten notwendig, die in den folgenden Absätzen kurz skizziert sind.

3.2.1.1 Qualifizierung der Umgebungseinflüsse (Medieneinfluss)

In der Vergangenheit sind in Leichtwasserreaktor-Anlagen korrosionsgestützte Rissbildungen sowohl in ferritischen als auch austenitischen Rohrleitungen aufgetreten, die teilweise zu Leckagen geführt haben /TÜV 94/, /MPA 98/, /EPRI 04/, /EFS 05/, /JNES 08/. Häufig standen diese Rissbildungen in Verbindung mit Wechselbelastungen in Bauteilen. In diesem Zusammenhang stellt sich die Frage, ob die den Ermüdungsanalysen zu Grunde liegenden Annahmen ausreichend zuverlässig waren /KTA 96/, /KTA 92/, /ASME 07/. Bisher sind zahlreiche Untersuchungen an Kleinproben zur Ermittlung der Wechselwirkung zwischen Ermüdung und Korrosionseinfluss durchgeführt worden. Zusätzlicher Bedarf besteht noch in Untersuchungen an Großproben zur Übertragung der Ergebnisse der Laboruntersuchungen auf die Gegebenheiten bzw. die Fahrweise in den Anlagen und zur adäquaten Anwendung im Rahmen des Alterungsmanagements.

Des Weiteren besteht im oben genannten Zusammenhang noch Forschungsbedarf zur stoffgesetzlichen Beschreibung von Korrosionsmechanismen, wobei die Wechselwirkung der Werkstoffmikrostruktur mit dem Umgebungsmedium auf die Entstehung und das Wachstum von kurzen Rissen in ferritischen und austenitischen Stählen sowie in Schweißverbindungen von Bedeutung ist /MPA 08/, /MPA 10/.

3.2.1.2 Weiterentwicklung von Analysemethoden zur bruchmechanischen Bewertung von Komponenten

Neben der Spröbruchabsicherung gemäß Regelwerk wird neuerdings der Einsatz des probabilistischen Master-Kurven-Konzepts diskutiert. Es geht aus von einer 3-parametrischen Weibull-Verteilung zur Beschreibung des Zusammenhangs zwischen Versagenswahrscheinlichkeit und Bruchzähigkeit. Zwei der Parameter werden, orientiert an vorliegenden Werkstoffdaten, festgelegt. Der dritte Parameter wird an werkstofftypische Messdaten der Bruchzähigkeit statistisch optimal angepasst. Damit sind alle Parameter, die in die Versagenswahrscheinlichkeit eingehen, bekannt. Durch Vorgabe bestimmter Versagenswahrscheinlichkeiten, sog. Fraktile, lassen sich nun Bruchzähigkeitswerte berechnen, bei denen ein Versagen mit den entsprechenden Wahr-

scheinlichkeiten nicht eintritt. Die Sprödbruchabsicherung erfolgt nach diesem Konzept ähnlich wie im Regelwerkskonzept dadurch, dass die Rissbeanspruchung unterhalb eines definierten Fraktils bleiben muss.

Zur Berücksichtigung dieses Konzeptes in der Integritätsbewertung des RDB sind noch ergänzende Untersuchungen zur Überprüfung der Annahmen und Parameter des Master-Kurven-Konzeptes /MPA 03-1/, /MPA 09/ sowie zu den Auswirkungen des Konzeptes auf die Sicherheitsbeurteilung der deutschen RDB-Werkstoffe durchzuführen.

Zur Ergänzung der bisher eingesetzten deterministischen Modelle zur bruchmechanischen Bewertung von Rohrleitungskomponenten sollen probabilistische Nachweisführungen herangezogen werden. Dies kann erforderlich sein z. B. in Verbindung mit Sicherheitsanalysen, Leck-vor-Bruch bzw. Bruchausschlussnachweisen oder auch im Zusammenhang mit der Effektivität von Prüf- und Instandhaltungsmaßnahmen im Rahmen des Alterungsmanagements /GRS 03/, /CIO 99/, /BOG 85/. Voraussetzungen hierfür sind die Verfügbarkeit abgesicherter statistisch auswertbarer Eingabedaten zur Berechnung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten sowie Kenntnis über die statistische Fehlerauffindwahrscheinlichkeit der eingesetzten Prüfverfahren. Zur Schaffung dieser Voraussetzungen und bezüglich der Implementierung dieser Methodik besteht noch erheblicher Forschungsbedarf.

3.2.1.3 Verifikation der Analysemethoden mit Hilfe der bestrahlten Originalproben aus deutschen Kernkraftwerken

Reaktordruckbehälter und ihre kernnahen Elemente stehen bei Kernkraftwerken unter hohen Neutronenflüssen und verändern ihre Mikrogefüge. Die Gefügeveränderung verursacht in den Werkstoffen eine Abnahme der Zähigkeit, eine Zunahme der Streckgrenze und Festigkeit, eine Reduzierung der Verformungsfähigkeit in der Hochlage sowie einen Anstieg der Übergangstemperatur im Kerbschlagbiegeversuch. Zur Ermittlung der Eigenschaftsänderungen der Werkstoffe unter Neutronenbestrahlung werden zerstörende Untersuchungen an Einhängeproben durchgeführt. Wegen begrenzter Anzahl dieser Proben ist es vor allem im Hinblick verlängerter Laufzeiten der Kernkraftwerke in Deutschland notwendig, weitere probenschonende Prüfverfahren wie z. B. zerstörungsfreie Prüfverfahren, Kugeleindruckversuch oder Small-Punch-Test zur Charakterisierung der durch Neutronenbestrahlung an metallischen Komponenten verursachten Schädigung bereitzustellen und zu erproben.

3.2.1.4 ZFP-Sensorik, quantitative Fehlergrößenermittlung und POD-Bestimmung (Probability of Detection)

Zur Identifizierung, Qualifizierung und Verfolgung der komponentenspezifischen Schädigungsmechanismen bei typischen betrieblichen Belastungszuständen (mechanisch, thermisch, chemisch, Bestrahlung) haben insbesondere zerstörungsfreie Prüfverfahren (ZFP) großes Potenzial, die eine Online-Überwachung ermöglichen und Bezüge zu mechanisch-technologischen Kenngrößen liefern. So wurde beispielsweise durch die Weiterentwicklung des zerstörungsfreien mikromagnetischen Prüfverfahrens die Vorhersage nachträglicher Versprödung von kupferhaltigen Rohrleitungs- und Behälterwerkstoffen ermöglicht /BEH 05/, /ALT 09a/, /ALT 09b/. Weiterhin können mittels elektromagnetisch angeregten Ultraschalls (EMUS) Laser-Schweißnähten online überwacht werden /SAL 03/.

Durch die Entwicklung eines technischen Verfahrens für eine quantitative, belastungsorientierte zerstörungsfreie Prüfung wurden Voraussetzungen geschaffen, die Lage, Form und Größe von Fehlern mit der erforderlichen Genauigkeit zu bestimmen. Durch erweiterte Messmethoden und spezielle Techniken mit höheren Datenaufnahmegeschwindigkeiten werden vielseitige Einsatzmöglichkeiten erreicht.

Die Weiterentwicklung dieser Methoden sollte daher mit hoher Priorität vorangetrieben werden. Die Durchführung von zerstörungsfreien Prüfungen an Bauteilen stellt nicht in jedem Fall sicher, dass alle denkbaren Fehlerausbildungen im Prüfbereich detektiert werden können. Ein Fehler bestimmter Größe und Orientierung wird nur mit einer bestimmten Auffindwahrscheinlichkeit detektiert. Die Detektionswahrscheinlichkeit wird als Probability of Detection (POD) bezeichnet /RUM 95/, /BER 95/. Somit kann z. B. bei einer bruchmechanischen Bewertung neben den Messfehlern und der Werkstoffstreuung auch die Fehlerauffindwahrscheinlichkeit des verwendeten Prüfverfahrens berücksichtigt werden /GEO 06/. Um einen sicheren Betrieb der Anlagen insbesondere bei einer Laufzeitverlängerung gewährleisten zu können, soll die Detektionswahrscheinlichkeit der auftretenden Fehler erhöht werden. Aufbauend auf den Ergebnissen der laufenden Untersuchungen sollen weitere Forschungsarbeiten z. B. zur Quantifizierung von POD und zur Integration entsprechender Daten in die probabilistische Bewertungskette durchgeführt werden /MPA 03-2/, /MPA 04/, /MPA 05/.

3.2.1.5 Ursachenidentifizierung und Quantifizierung der Fehler

Zur Bestimmung der Restlebensdauer der Komponenten ist neben der reinen Fehlergrößen- und Lagebestimmung die Bewertung der Kritikalität unter verschiedenen relevanten Belastungssituationen sowie der lokalen Werkstoffeigenschaften von Bedeutung. Neben den zerstörenden Untersuchungen an Proben stellen zum einen die mikromechanische Werkstoffsimulation sowie zum anderen zerstörungsfreie Prüfverfahren geeignete Werkzeuge dar, mit deren Hilfe verbesserte Aussagen bezüglich des Versagensrisikos unter den gegebenen lokalen und zeitabhängigen Spannungs-, Deformations- und Temperaturszenarien gewonnen werden können. Die gewonnenen Informationen ermöglichen die Bestimmung der Werkstoffeigenschaften im Ist-Zustand einer Komponente unter Berücksichtigung der lokalen Werkstoffzustände. Voraussetzung für solch anlagenspezifische Bewertungen sind die verbesserte Fehlergrößenbeschreibung durch zerstörungsfreie Prüfung, die Korrelation der ZFP-Ergebnisse zu lokalen Werkstoffeigenschaften und die Weiterentwicklung und Validierung lokaler, mikromechanischer Werkstoff- und Versagensmodelle.

3.2.2 Stahlbetonstrukturen

Die Integrität des Reaktorgebäudes ist für ein breites Spektrum an externen und internen Belastungen zu bewerten. Die Notwendigkeit zur Aktualisierung der Lastannahmen für den Integritätsnachweis von Betonbauwerken, insbesondere des Reaktorgebäudes, macht die Durchführung weiterer experimenteller und analytischer Untersuchungen an Großproben nötig. Insbesondere für die Analyse auslegungsüberschreitender Störfälle sind derartige Daten und Kenntnisse unverzichtbar. Unter Berücksichtigung der Anforderungen an die Aussagesicherheit der Analysemethoden ergeben sich für die zukünftigen Forschungsarbeiten folgende Schwerpunkte:

3.2.2.1 Charakterisierung der Alterungsmechanismen von Stahlbetonstrukturen

Die Alterung eines Betonbauteils beginnt zum Zeitpunkt der Betonherstellung und äußert sich unter anderem in einem steten Anwachsen der Druckfestigkeit des Betons infolge der fortschreitenden Dehydratation des Zements. Über diese Mechanismen und die weiteren Auswirkungen dieser Alterung auf andere Betoneigenschaften ist kaum etwas bekannt. Es muss jedoch davon ausgegangen werden, dass mit dem Festigkeitszuwachs ein erheblicher Steifigkeitszuwachs einhergeht, wodurch beispielsweise

die Rissempfindlichkeit des Betons zunimmt und sich das strukturdynamische Verhalten des Bauteils verändert.

Im Zuge der verlängerten Nutzungsdauer der Anlage ist es unerlässlich zu überprüfen, welche Eigenschaften die Betonstrukturen zum jetzigen Zeitpunkt und in Zukunft tatsächlich besitzen. Hierzu sollten Betonproben aus bestehenden (und/oder stillgelegten) Anlagen entnommen und eingehend hinsichtlich ihrer Materialeigenschaften untersucht werden. Diese Proben können auch dazu dienen, Verfahren der zerstörungsfreien Materialcharakterisierung von Beton zu entwickeln. Durch begleitende chemische und physikalische Analysen sollen die mikrostrukturellen Prozesse der Alterung erforscht werden, so dass eine Abschätzung über ggf. eintretende weitere Eigenschaftsveränderungen ermöglicht wird. Die dadurch gewonnenen Erkenntnisse zur zeitlichen Entwicklung von Schädigungen können in die Weiterentwicklung von Materialmodellen zur Beschreibung der Schädigungsmechanismen in Stahlbetonstrukturen einfließen. Dabei soll vor dem Hintergrund einer eventuellen Laufzeitverlängerung auch die Funktionalität von Schutzschichten für Stahlbetonstrukturen zur Verhinderung von Korrosionseinflüssen betrachtet werden.

3.2.2.2 Weiterentwicklung von Analysemethoden zur Quantifizierung von Sicherheitsmargen

Die Planung, Berechnung und Ausführung von Kernkraftwerken in Deutschland basierte auf dem Kenntnisstand der 1970er Jahre. Dies gilt insbesondere für die Modelle zum Kriechen und Schwinden von Beton sowie die Methoden zum Nachweis von Integrität und Dichtheit. Bei einer Laufzeitverlängerung ist in einem ersten Schritt zu klären, wie stark die früher angewandten Rechenmodelle und Berechnungsverfahren unter kernkraftwerkspezifischen Randbedingungen von den heute verbesserten Konzepten abweichen. Dies gilt insbesondere auch für kombinierte Effekte aus Wärme, Feuchte und mechanischer Beanspruchung und deren Auswirkungen auf Struktur-, Festigkeits- und Verformungseigenschaften von Stahlbetonbauteilen.

Auch die Frage nach der Quantifizierung der Sicherheitsmargen gegenüber Versagen der Komponente unter Stör- oder Unfallbelastungen war seinerzeit von untergeordneter Bedeutung. Mit zunehmender Betriebsdauer und insbesondere bei einer Laufzeitverlängerung sind verfeinerte Analysemodelle, z. B. für Finite-Elemente-Methode zur Quantifizierung von Sicherheitsmargen bereitzustellen und im Rahmen von Analysen zu experimentellen Untersuchungen zu validieren. Dazu sind Festlegungen zu Versa-

genskriterien, insbesondere zu Grenzdehnungen bzw. –spannungen unter Berücksichtigung der Spannungsmehrachsigkeit sowie zu maximal zulässigen Leckraten bezüglich des Abbaus von Konservativitäten zu untersuchen. Die Weiterentwicklung bereits verfügbarer Analysemethoden ermöglicht bei einer Laufzeitverlängerung das Sicherheitsniveau der Anlagen hinsichtlich der genannten Parameter zuverlässig zu quantifizieren.

3.2.2.3 Sanierung und Schutz von Betonstrukturen

Im Rahmen der Betonsanierung werden seit vielen Jahrzehnten Oberflächenschutzsysteme angewandt. Allen Systemen, die in der Regel auf kunststoffmodifizierte Beschichtungen zurückgreifen, ist gemeinsam, dass sie einer starken Alterung unterworfen sind. Dies trifft insbesondere auf Hydrophobierungen (wasserabweisende Imprägnierungen) zu, die den Vorteil mit sich bringen, dass sie durchsichtig sind und eine visuelle Überprüfung des Zustandes von Betonbauteilen (Rissbildungen) jederzeit zulassen. Bis heute ist ungeklärt, aus welchem Grund Hydrophobierungen bereits nach wenigen Jahren ihre wasserabweisende Wirkung verlieren. Bei einer Laufzeitverlängerung der Anlagen ist es daher erforderlich, die Güte und Dauerhaftigkeit von Hydrophobierungsmaßnahmen messtechnisch erfassen zu können.

Es ist erforderlich, praktikable Messverfahren zu entwickeln, die ein genaues Bild der Funktionsfähigkeit hydrophober Betonschichten abgeben. Diese bilden die Grundlage für zielsichere Abschätzungen der Dauerhaftigkeit bzw. Lebensdauer der Anlagen /ELL 93/, /HAR 06/.

3.2.3 Nicht-Verfahrenstechnische Komponenten

Diese heterogene Komponentengruppe deckt einen weiten Bereich unterschiedlicher anlagentechnischer Funktionen ab und beinhaltet ein breites Spektrum verschiedener Materialien und Werkstoffe. Im Folgenden ist für die sicherheitstechnisch relevantesten Komponenten der künftige Bedarf an Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten kurz skizziert. Darüber hinaus wird mit mikrobiologisch induzierter Korrosion eine bisher kaum betrachtete Schadensursache thematisiert.

3.2.3.1 Leistungs- und Signalkabel

Besondere Bedeutung hat die Alterung von Kabeln im Sicherheitsbehälter, die bei Störfällen wie dem Kühlmittelverluststörfall belastet werden. Hier müssen für eine Abschätzung der Kabelzuverlässigkeit neben den normalen Betriebsparametern auch die für solche Fälle auftretenden Umgebungsparameter berücksichtigt werden. Es wurden zwar sowohl auf nationaler Ebene, vor allem durch die Betreiber, als auch auf internationaler Ebene /YAM 07/ bereits Untersuchungen zu dieser Thematik durchgeführt. Das gesammelte Wissen ist jedoch weiterhin lückenhaft und nur in Teilen veröffentlicht. Aufbauend auf den bereits gewonnenen Erkenntnissen und den Erfahrungen der nichtnuklearen Technik sollten daher in künftigen Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten die physikalischen Grundlagen der Kabelalterung sowie deren Auswirkung auf elektrische, mechanische und brandtechnische Eigenschaften der Kabel eingehend untersucht werden. Dabei ist sowohl der Materialzusammensetzung der in deutschen KKW's verwendeten Kabel, als auch in besonderem Maße den speziellen Umgebungsbedingungen im nuklearen Bereich unter Betriebs- und Störfallbedingungen (z. B. hohe Umgebungstemperaturen, ionisierende Strahlung) Rechnung zu tragen. Unter anderem basierend auf diesen Erkenntnissen ist die Entwicklung von Modellen anzustreben, die es erlauben, die Lebensdauer von Leistungs- und Signalkabel abhängig von ihrem Einsatzort und von den herrschenden Umgebungsparametern vorhersagen zu können. Außerdem ist es wichtig die mögliche Auswirkungen der Modernisierungs- und Brandschutzmaßnahmen von Kabelsystemen auf die Alterung bereits vorhandener Kabel zu berücksichtigen.

3.2.3.2 Elektronikbauteile, Verbinder, Schalt- und Schutzeinrichtungen

Für diese Komponentengruppe wurde im Rahmen der Betriebserfahrung bereits eine Vielzahl unterschiedlicher Alterungseffekte beobachtet. Zu nennen wären hier Verschleiß, wie das Nachlassen von Federkräften bei Schaltern, Undichtheit, Korrosion, Diffusion und Materialwanderung /GRS 98/, /RSK 04/. Zwar können defekte Bauteile in der Regel relativ unproblematisch ersetzt werden, allerdings setzt dies voraus, dass alterungsbedingte Eigenschaftsänderungen effektiv und rechtzeitig erkannt werden. Dies gilt vor allem für Komponenten, die im Sicherheitsbehälter angeordnet sind und deren Funktionsfähigkeit auch unter Störfallbedingungen gegeben sein muss. Daher sollte es auch hier Ziel künftiger Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten sein, speziell für den Einsatz im nuklearen Bereich Lebensdauermodelle sowie geeignete Prüfverfahren

zu entwickeln, die belastbare Aussagen zur Funktionsfähigkeit der zu betrachtenden Komponenten ermöglichen.

3.2.3.3 Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter

Durchführungen und Schleusen für Kabel, Leitungen oder Personen sind als potentielle Schwachstellen bezüglich Integrität und Dichtheit des Sicherheitsbehälters von besonderem sicherheitstechnischem Interesse. Da defekte Durchführungen in der Regel austauschbar sind, sollten künftige Forschungs- und Entwicklungsmethoden auch hier vorrangig zum Ziel haben, über ein vertieftes Verständnis der physikalischen Alterungsprozesse und verfeinerte Analyseverfahren zur Integrität und Dichtheit des Sicherheitsbehälters unter Berücksichtigung von Schleusen und Durchführungen verbesserte Lebensdauermodelle und Prüfverfahren zu entwickeln. Dabei müssen sowohl die unterschiedlichen Werkstoffe, die in Durchführungen verarbeitet sind, als auch deren Zusammenwirken betrachtet werden.

3.2.3.4 Dübel und Verankerungen

Um die Integrität der Anlagen nicht zu gefährden, muss sichergestellt sein, dass alterungsbedingte Eigenschaftsänderungen von Dübeln und Verankerungen keinen unzulässigen Einfluss auf deren Funktionalität haben. In diesem Zusammenhang ist es nicht nur nötig, mögliche Schädigungsmechanismen am Dübel zu identifizieren und näher zu charakterisieren, sondern darüber hinaus die Wechselwirkungen mit den Trägermedien (z. B. Beton) zu betrachten. Da Sichtprüfungen oft nur eingeschränkt möglich sind, kommt der Entwicklung innovativer Prüfverfahren für diese Komponentengruppe besondere Bedeutung zu.

3.2.3.5 Mikrobiologisch induzierte Korrosion

Prinzipiell kann eine Vielzahl von Werkstoffen durch mikrobiologische Vorgänge geschädigt werden /TÜV 07/. Dabei werden jedoch keine neuen Korrosionsformen verursacht, sondern vielmehr bekannte Korrosionsformen induziert. Im Hinblick auf metallische Werkstoffe können dies beispielsweise Flächenkorrosion, Muldenkorrosion, Lochkorrosion oder Spaltkorrosion sein. Korrosionsfördernd wirken dabei vor allem Stoffwechselprodukte der Mikroorganismen /TÜV 07/. Auch unter nährstoffarmen Be-

dingungen, trotz des Einsatzes von Bioziden oder unter sonstigen extremen Umwelteinflüssen, wie z. B. hohen Strahlenbelastungen, können sich schädigende Kolonien oft in Form von Biofilmen etablieren. Der resultierende Schadensverlauf kann rapide sein und nach kurzer Zeit zu ausgeprägten Schädigungen führen. Auch international wird der mikrobiologisch induzierten Korrosion in letzter Zeit verstärkt Aufmerksamkeit geschenkt /ZHD 09/, /IAEA 09/, /GRS 01/. Künftige Forschungsanstrengungen sollten darauf zielen, die vielfältigen Schädigungsmechanismen und Schadensbilder, die durch mikrobiologisch induzierte Korrosion verursacht werden, zu charakterisieren sowie deren mechanistische Grundlagen zu verstehen. Dabei ist es von Interesse, die Einflüsse der Umgebungsparameter, der Werkstoffe, sowie der mikrobiologischen Organismen auf den Schadensverlauf zu untersuchen. Darüber hinaus sollten die Voraussetzung für die Bildung stabiler Biofilme im nuklearen Bereich betrachtet werden, um Biofilmbildung künftig effizienter verhindern zu können.

3.3 Leit- und Wartentechnik

Ein beschleunigter Einsatz rechnergestützter Systeme ergibt für die Reaktorsicherheitsforschung einen erheblichen zusätzlichen Bedarf an weiteren Untersuchungen. Neben der Anpassung existierender Methoden und Werkzeuge zur Qualifizierung moderner Hard- und Softwaresysteme, die aufgrund des schnellen Innovationswandels und der hohen Komplexität dieser Technik nötig wird, müssen auch grundsätzlich neue Fragestellungen zur Sicherheitsbewertung dieser Systeme und deren Einfluss auf die Mensch-Maschine-Schnittstelle erforscht werden.

3.3.1 Wechsel zu digitaler Sicherheitsleittechnik

3.3.1.1 Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Nach heutigem Kenntnisstand kann bei der Auslegung rechnerbasierter Sicherheitsleittechnik ein systematischer Fehler (GVA) nicht ausgeschlossen werden /RSK 09/. Dabei werden Softwarefehler zu den Hauptfehlerquellen von systematischen Fehlern gezählt. Damit ein verdeckter Softwarefehler zum Versagen der von der Software zu erbringenden Funktion führt, ist ein so genanntes triggerndes Ereignis erforderlich, das durch spezielle Werte von Anlagenbetriebs- und internen Leittechnikparametern cha-

rakterisiert wird. Für die quantitative Ermittlung der Softwarezuverlässigkeit ist zurzeit kein allgemein anerkanntes Verfahren verfügbar.

Neben Methoden zur deterministischen und probabilistischen Sicherheitsbewertung von einzuführenden fehlerbeherrschenden Maßnahmen, werden Methoden zur Beurteilung des Potenzials für GVA infolge von Softwarefehlern benötigt. Darüber hinaus sind Techniken zur Vermeidung dieser Fehler während des Entwicklungsprozesses bzw. zur frühzeitigen Erkennung innerhalb einer qualifizierten Validierung der Sicherheitsleittechnik nötig. Die wichtigsten Schwerpunkte sollten die Entwicklung von Prüf- bzw. Testmethoden für die Softwaremodule und der probabilistischen Ansätze zur Zuverlässigkeitsbewertung von Software sein. Da latente Softwarefehler ohne triggernde Ereignisse unentdeckt bleiben, sind zusätzlich Untersuchungen zu den Triggermechanismen und zu Fehlern an der Hardware-Software-Schnittstelle notwendig.

3.3.1.2 Einsatz komplexer elektronischer Bauteile

Bei der Entwicklung von digitalen Leittechniksystemen werden programmierbare, integrierte Schaltungen (Field Programmable Gate Array oder FPGA) verwendet. Eine FPGA kann z. B. einen Rechnerkern als Firmware beinhalten. Für die Zuverlässigkeitsbewertung solcher Systeme sind sowohl die Hardware- als auch die Software-Kriterien anzuwenden. Ist die verwendete Software fest an die eingesetzte Hardware gekoppelt, wird durch das Konfigurationsmanagement der Hardware eine effektive Kontrolle der Software mit gewährleistet. Die Firmware-Version muss dabei unveränderlich in Festwertspeichern vor Veränderungen geschützt integriert sein. Da Funktionsstörungen infolge von Wechselwirkungen zwischen Leittechniksoftware und Firmware im Bereich der Sicherheitsleittechnik nicht ausgeschlossen werden können, sollten künftig Methoden zur Beurteilung dieser entwickelt werden.

3.3.1.3 Alterung von moderner Leittechnik

Analog zu entwicklungsbedingten Softwarefehlern sind auch Fehler der Systemspezifikation zwischen Hardware und Software nicht auszuschließen. Neben Fehlfunktionen infolge gegenseitiger Beeinflussung von Hard- und Software, die als potenzielle GVA-Auslöser betrachtet werden (siehe 3.3.1.1), beherbergen auch Modifikationen der Software und Hardware während der Einsatzzeit der Geräte, wie z. B. bei Prozessoren oder FGPA, ein hohes Sicherheitsrisiko /RSK04/. Solche Alterungsaspekte in Bezug auf

technologische Lebenszyklen sind bislang wenig untersucht worden. Dabei ist die hohe Dynamik der technologischen Weiterentwicklung digitaler Leittechnikssysteme zu berücksichtigen.

3.3.1.4 Nutzung digitaler Leittechnikssysteme im gestaffelten Sicherheitskonzept

Die digitale Leittechnik kann als Rechnernetzwerk mit übergreifenden Funktionen innerhalb des gestaffelten Sicherheitskonzeptes dienen. Entsprechende Konzepte wurden z. B. für den European Pressurized Reactor (EPR) entwickelt. Solche Konzepte könnten auch als Basis für die Umrüstung auf digitale Leittechnik laufender Anlagen genutzt werden. Allerdings kann eine solche Vorgehensweise dazu führen, dass Systeme, die für unterschiedliche Sicherheitsebenen ausgelegt sind, faktisch nicht technisch getrennt sind. So können z. B. Systeme zur Bewältigung von Störfällen bzw. zur Begrenzung der Auswirkungen von Notfällen mit Systemen, deren Anwendung ausschließlich auf den Normalbetrieb beschränkt ist, in zum Teil komplexer Weise verknüpft sein, wie es beim EPR Konzept beanstandet wurde /HSE 09/. Zur Identifizierung und Quantifizierung des dadurch entstehenden Risikos sind Methoden zu entwickeln.

3.3.2 Übergang zu hoch integrierter Wartentechnik

3.3.2.1 Betriebsverhalten gemischter digital/analoger Systeme

Auch wenn bereits abzusehen ist, dass Komponenten der konventionellen Leittechnik in absehbarer Zeit nicht mehr gefertigt werden und somit eine Umrüstung auf digitale Systeme für die Betreiber unumgänglich ist, wird die Um- und Nachrüstung der Wartentechnik in mehreren Etappen erfolgen. Ein Betrieb gemischter digital/analoger Systeme über längere Zeiträume ist demnach zu erwarten. Zur Sicherheitsbewertung solcher gekoppelter Systeme sind geeignete Methoden zu entwickeln.

3.3.2.2 Betriebssicherheit hochintegrierter Leitwarten

Auch nach umfangreichen Modernisierungsmaßnahmen der Leitwarten, muss deren vorgesehene Auslegung einen technisch sicheren Betrieb gewährleisten. Daher müssen Kriterien und Bewertungsverfahren z. B. im Rahmen einer Integrated System Validation (ISV) /NUR 97/ zur Validierung der Modernisierungsmaßnahmen entwickelt

werden. Ziel einer ISV ist es, die Betriebseigenschaften einer modernisierten Anlage hinsichtlich eines sicheren Betriebs der jeweiligen Anlage zu untersuchen und zu validieren.

3.3.2.3 Organisatorische und personelle Anforderungen zur Bedienung hochintegrierter Leitwarten

Aufgrund umfangreicher Modernisierungsmaßnahmen der Leitwarten sind neue Anforderungen an die Organisation und das Betriebspersonal zu stellen. Neben einer auslegungsgemäßen, technisch sicheren Leitwarte ist der Gesichtspunkt der menschlichen Zuverlässigkeit ebenfalls von wesentlicher Bedeutung. Es sind Verfahren und Werkzeuge zu entwickeln, die sowohl eine Beurteilung der menschlichen Zuverlässigkeit als auch die Bewertung organisatorischer Einflüsse ermöglichen. Zu den wichtigen Schwerpunkten gehören u.a. die Entwicklung von Methoden und Werkzeugen für Human Factor Engineering Analysen, Untersuchungen zu organisatorischen Einflüssen und Fragen der Sicherheitskultur sowie Untersuchungen zur Komplexität fortgeschrittener Systeme /NEA 09/. Ein weiterer Schwerpunkt ist in der Entwicklung innovativer Mensch-Maschine-Schnittstellen zu sehen. Um die mit dem gesteigerten Einsatz der neuen Technologie verbundenen Probleme besser durchdringen zu können, sind grundlegende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu Fragen des Verhältnisses von Mensch und Maschine in automatisierten Prozessen durchzuführen.

4 Querschnittsthemen

Für eine umfassende Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken müssen die aufgrund detaillierter Betrachtung von Einzelaspekten gewonnenen Erkenntnisse in integralen Analysemethoden zusammengefasst werden. Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) bieten diese Möglichkeit und werden genutzt, um das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerkes ganzheitlich zu bewerten und quantitative Informationen über dessen Sicherheitsniveau zu gewinnen. Zusätzlich werden neue methodische Ansätze diskutiert, um Veränderungen der Sicherheitsmargen gealterter oder umgerüsteter Anlagen bewerten zu können /NEA 07/. Darüber hinaus ist es erforderlich, neben der Entwicklung von Methoden zur Sicherheitsbewertung auch die Güte der damit angefertigten

Analysen zu beurteilen. Entsprechende Methoden und konzeptionelle Ansätze sowie der jeweilige sich im Falle einer Laufzeitverlängerung ergebende erweiterte Entwicklungsbedarf sind im Folgenden dargestellt.

4.1 Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) ergänzen die auf deterministischen Grundlagen beruhende Sicherheitsbeurteilung und finden weltweit immer breitere Anwendung bei sicherheitstechnischen Entscheidungen. Zweck solcher Sicherheitsanalysen ist es, das Sicherheitsniveau des untersuchten Kernkraftwerkes zu bewerten und Schwachstellen aufzudecken. Informationen über die Anlage und Simulationen von Ereignisabläufen werden zu einer Gesamtbetrachtung des Anlagenzustandes und des Anlagenverhaltens zusammengeführt.

Vergleichbar zu den im Ausland geplanten bzw. durchgeführten Genehmigungsverfahren können in Deutschland probabilistische Betrachtungen bei möglichen Laufzeitverlängerungen eine wichtige Rolle spielen. Zurzeit werden in Deutschland konzeptionelle Überlegungen diskutiert, die sowohl erweiterte Sicherheitsanforderungen in Form von technischen Nachrüstungen als auch erweiterte Sicherheitsanalysen (zur Beherrschbarkeit von Störungen, Störfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen) beinhalten. /LIM 10/. In dieser Hinsicht kommt der Rolle der PSA im Falle von Laufzeitverlängerungen zunehmend Bedeutung zu.

Im Hinblick auf mögliche Laufzeitverlängerungen sind neben den bereits angesprochenen technischen Entwicklungen, veränderte Betriebsweisen sowie neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung zu erwarten. Darüber hinaus ist zunehmend mit alterungsbedingten Eigenschaftsänderungen von Anlagenkomponenten zu rechnen. Um diese Veränderungen in Sicherheitsbeurteilungen korrekt abbilden zu können, werden sowohl Weiterentwicklungen bestehender PSA Methoden, als auch Neukonzeptionen und Neuentwicklungen methodischer Ansätze und deren Erprobung erforderlich. So hat sich beispielsweise in einer exemplarischen Anwendung neuerer PSA-Methoden gezeigt, dass insbesondere die Beurteilung von Prozeduren mit komplexen Handlungen des Bedienpersonals zur Störfallbeherrschung eine zeitlich dynamische Vorgehensweise erfordern kann /GRS 06/. Die Methode der dynamischen PSA sollte daher mit hoher Priorität weiterentwickelt werden. Darüber hinaus beeinflussen technische, betriebsbedingte oder alterungsbedingte Veränderungen auch vorhandene z. B. im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) erstellte und begutachtete PSA. Eine weitere

Nutzung dieser bedeutet, dass sie laufend dem sich ändernden Anlagenzustand ergänzt bzw. fortgeschrieben werden müssen, im Sinne einer sogenannten „Living-PSA“. Um dies zu ermöglichen müsste allerdings ein systematisches methodisches Vorgehen entwickelt und erprobt werden. Einem solchen kontinuierlichen Bewertungsinstrumentarium könnte bei Laufzeitverlängerungen eine höhere Bedeutung zukommen.

4.2 Sicherheitsmargen (Safety margins)

Im Rahmen der internationalen Aktivitäten bei der OECD/NEA hat die CSNI-Expertengruppe „Safety Margin Action Plan“ (SMAP) ein Konzept zur Sicherheitsanalyse komplexer Anlagen vorgeschlagen /NEA 07/. Dieses Konzept besteht aus einer integrierten Analyse der „Safety Margins“ zur Beurteilung der Auswirkung von Anlagenänderungen (z. B. Leistungserhöhung, neue Brennstabauslegung, höherer Abbrand, längere Betriebszyklen). Die kumulierte Auswirkung verschiedener Änderungen kann dabei größer sein als die „Summe“ der Einzelbeiträge.

Es wurden Leitlinien zur integralen Bestimmung des Einflusses dieser verschiedenen Anlagenänderungen auf die Ergebnisse einer Sicherheitsanalyse erarbeitet. Hierzu werden sowohl deterministische als auch probabilistische Methoden eingesetzt. Diese Vorgehensweise wird z. Zt. von der neu eingerichteten CSNI-Arbeitsgruppe „Safety Margin Application and Assessment“ (SM2A) exemplarisch angewendet und erprobt.

Analysekonzepte zur Bewertung der Sicherheitsmargen sich verändernder komplexer Anlagen gewinnen vor dem Hintergrund der aktuell diskutierten Laufzeitverlängerung auch für deutsche Anlagen zunehmend an Bedeutung. Daher sollten entsprechende Konzepte und methodische Ansätze in künftigen Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten entwickelt und validiert werden.

4.3 Unsicherheitsanalysen

Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen dienen im Wesentlichen dazu, quantitative Angaben zur Aussagesicherheit von Rechenergebnissen möglichst realistischer Rechenprogramme (*Best Estimate Methods*) im Rahmen von Stör- und Unfallanalysen bereitzustellen. Dies ist notwendig, da Best Estimate Methoden mittlerweile die Standardmethoden zur Quantifizierung der Sicherheitsmargen sind, die ursprünglich durch Konservativitäten bei der Auslegung festgelegt wurden /NEA 07/. Hierzu gehören Untersuchungen zur Verringerung der „Konservativität“ der Unsicherheitsaussagen, die

auf eine bessere Ausnutzung der Sicherheitsmargen abzielen, ohne jedoch die Gesamtsicherheit einzuschränken. Die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ist ebenfalls ein geeignetes Werkzeug, um Schwachstellen eines Rechenmodells zu bestimmen. Daher können aus ihren Ergebnissen Schwerpunkte für notwendige Weiterentwicklungen und Anpassungen von Rechenmodellen abgeleitet werden. Dies ist vor allem im Zusammenhang mit den in Kapitel 2 geschilderten veränderten Anforderungsprofilen von Interesse, die aufgrund verlängerter Laufzeiten zu erwarten sind.

Danksagung

Wir bedanken uns für die Unterstützung durch Anregungen und Kommentare bei den nachfolgend aufgeführten Institutionen:

- Fraunhofer-Institut für Werkstoffmechanik
- Fraunhofer-Institut für zerstörungsfreie Prüfverfahren
- GRS Fachabteilungen
- Karlsruher Institut für Technologie
- Materialprüfungsanstalt Karlsruhe
- Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart
- Technische Universität Dresden

5 Literatur

- /AKI 99/ Akaie, H. et al.: Core design study on rock-like oxide fuel light water reactor and improvements of core characteristics. *Journal of Nuclear Materials* 274, 139-145, 1999
- /ALT 09a/ Altpeter, I., Sklarczyk, C., Kopp, M., Kröning, M., Hübner, S., Behrens, B.-A.: Nondestructive Characterizing Stress States in Conventional Deep Drawing Processes by Means of Electromagnetic Methods In: Shin, Y.-K. (Ed.); Lee, H.-B. (Ed.); Song, S.-J.: *Electromagnetic Nondestructive Evaluation XII: eNDE 2008*. Amsterdam, Washington, Tokyo: IOS Press, 131-139, 2009, (Studies in Applied Electromagnetics and Mechanics Vol. 32)
- /ALT 09b/ Altpeter, I., Kopp, M., Kröning, M., Sklarczyk, C., Behrens, B., Hübner, S., Voges-Schwieger, K.: *Zerstörungsfreie Charakterisierung von Spannungszuständen in Blechen beim Tiefziehen mittels elektromagnetischer Prüfverfahren: Deutsche Gesellschaft für Zerstörungsfreie Prüfung e.V. (DGZfP): DGZfP-Jahrestagung 2009, Berlin, 2009 (DGZfP-Berichtsbände 115-CD)*
- /ARB 03/ Arborelius J. et al.: Advanced Doped UO₂ Pellets in LWR Applications. *Journal of Nuclear Science and Technology* 43 (9), 967-976, 2006
- /ASM 07/ ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III: Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components, Division 1, Subsection NB: Class 1 Components, und Subsection NH: Class 1 Components in Elevated Temperature Service, American Society of Mechanical Engineers, 2007
- /BEH 05/ Behrens, B., Yun, J., Schäffner C., Sundkötter, C., Kröning, M., Altpeter, I., Kopp, M.: Influences on the Part Quality in Conventional Deep Drawing Processes In: Hagen von, I. (Ed.) ; Wieland, H.-J. (Ed.): *Steel - Future for the Automotive Industry: Proceedings: Steels in Cars and Trucks 2005*. Düsseldorf, Stahleisen, 144-151, 2005

- /BER 95/ Berens, A.P.: NDE Reliability Data Analysis, ASM Handbook (Volume 17) Nondestructive Evaluation and Quality Control, 3rd Edition, ASM International, USA, 689-701, 1995
- /BMU 05/ Aufgaben und Ziele der probabilistischen Sicherheitsanalyse, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes– Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse –“ vom 30. August 2005, Bundesanzeiger Nr. 207a vom 03. November 2005, ISSN 0720-6100
- /BOG 85/ Bogdanoff, J. L., Kozin, K.: Probabilistic Models of Cumulative Damage, John Wiley & Sons, New York, 1985
- /BOR 02/ Born, H., Brettner, M., Donderer R.: Aktueller Stand zum Hochabbrand und Auswirkungen auf das Brennstabverhalten im bestimmungsgemäßen Betrieb sowie bei Störfällen,
<http://www.atomforum.de/documentpool/ktg/fg-bet-rph-aktueller-stand-hochabbrand.pdf>
- /CIO 99/ Cioclov, D., Kröning M.: Probabilistic Fracture Mechanics Approach to Pressure Vessel Reliability Evaluation, ASME-PVP- Vol. 386, 1999
- /EFS 05/ Efsing, P., Forssgren, B., Kilian, R.: Root Cause Failure Analysis of Defected J-Groove Welds in Steam Generator Drainage Nozzles. 12th Intern. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Snowbird UT, Aug. 14-18, 2005
- /EIC 08/ Summary Report of the NRC/DOE Workshop on U.S. Nuclear Power Plant Life Extension Research and Development, "Life Beyond 60", Bethesda, USA, February 19-21, 2008
- /ELL 93/ Ellingwood, B. R., Mori, Y.: Probabilistic methods for condition assessment and life prediction of concrete structures in nuclear power plants. Nuclear Engineering and Design 142, North-Holland, Elsevier Science Publishers B. V., 1993

- /EPR 04/ EPRI Technical Report 1009378: Materials Reliability Program: Welding Residual and Operating Stresses in PWR Alloy 182 Butt Welds (MRP-106), Final Report, 2004
- /GEO 06/ Georgiou, G.A., Probability of Detection (PoD) curves. Derivation, application and limitation, Jacobi Consulting Limited, Research Report 454, 2006
- /GRS 01/ Auswahl gemeldeter Ereignisse in ausländischen Kernkraftwerken. Jahresbericht 1996 im Rahmen des Vorhabens SR 2368, GRS, 2001 (GRS-A-2910)
- /GRS 03/ Weiterentwicklung einer Analysemethodik zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit von passiven Komponenten, Abschlussbericht des Vorhabens RS 1127, GRS, 2003 (GRS-A-3236)
- /GRS 06/ Methodenentwicklung für die Berücksichtigung menschlicher Eingriffe im Rahmen einer dynamischen PSA der Stufen 1 und 2, Abschlussbericht zum Vorhaben RS1148, GRS, 2006 (GRS-A-3340)
- /GRS 98/ Untersuchungen der Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken bei auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen (Accident Management). Abschlussbericht zum Vorhaben SR 2223, GRS, 1998 (GRS-A-2588)
- /HAR 06/ Harte, R., Krätzig, W. B., Lohaus, L., Petryna, Y. S.: Sicherheit und Restlebensdauer altersgeschädigter Naturzugkühltürme. In: Beton- und Stahlbetonbau, 101(8), Ernst & Sohn Verlag, 2006
- /HSE 09/ Joint Regulatory Position Statement on the EPR Pressurized Water Reactor, HSE – STUK – ASN , 2009
- /IAE 09/ International Atomic Energy Agency: Ageing Management for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Standards. Safety Guide No. NS-G-2.12, IAEA Vienna, 2009

- /ILK 03/ ILK-Empfehlung zur Vermeidung von gemeinsam verursachten Ausfällen bei digitalen Schutzsystemen, Nr. ILK 15, 3, International Länderkommission Kerntechnik, 2003
- /JNES 08/ Presentation of Japan Nuclear Energy Safety Organization, Safety Information Division: Cracks at Steam Generator Inlet Nozzles in Japan. November, 2008
- /KAR 09/ Studsvik Cladding Integrity Program – Executive Summary. STUDSVIK/N-09/202 Rev. 1, STUDSVIK-SCIP-87, 09.12.2009
- /KTA 92/ KTA 3211.2: Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung, Juni 1992
- /KTA 96/ KTA 3201.2: Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung, Juni 1996
- /KVK 07/ Kompetenzverbund Kerntechnik: Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland 2007-2011, 14.12.2007
- /LIM 10/ Liemersdorf, H : Sicherheitsaspekte bei längerfristigem Betrieb deutscher Kernkraftwerke, Vortrag GRS-Fachforum, 2010
- /MPA 03-1/ Untersuchungen zu den physikalischen Abläufen bei duktilen Rissinitiierung und deren messtechnische Erfassung sowie Interpretation, Abschlussbericht des Vorhabens 1501243, MPA, 2003
- /MPA 03-2/ Roos, E., Waidele, H., Mletzko, U., Julisch, P.: Werkstoffmechanisch orientierte zerstörungsfreie Prüfung. Herausforderung durch den industriellen Fortschritt, VDEh Stahlinstitut, DGM, DVM, Tagung Werkstoffprüfung vom 4.-5.12.03 in Bad Neuenahr-Ahrweiler, S. 337-343

- /MPA 04/ Roos, E., Herter, K.-H., Julisch, P., Schuler, X., Ringel, M.: Probabilistic Procedure to Evaluate Integrity of Degraded Pipes, International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, June 14th-18th, 2004, Berlin, Germany
- /MPA 05/ Roos, E., Bruchmechanik – Grundlage Quantitativer Zerstörungsfreier Prüfung, Tagung Werkstoffprüfung 2005, 1.-2. Dezember 2005 Berlin, Tagungsband
- /MPA 08/ Zusammenhänge zwischen korrosionschemischen Prozessen und Korrosionsrissbildung. Abschlussbericht des Vorhabens 1501243, MPA, 2008
- /MPA 09/ Anwendbarkeit technischer Ersatzkennwerte für duktile Rissinitiierung in Abhängigkeit von der Mehrachsigkeit des Spannungszustandes. Abschlussbericht des Vorhabens 1501302, MPA, 2009
- /MPA 10/ Rissverhalten ferritischer Druckbehälterstähle in sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser bei transienten Vorgängen Risskorrosion Phase 1: Rissinitiierung und Risswachstum. Abschlussbericht des Vorhabens 1501319, MPA, 2010
- /MPA 98/ Blind, D., Hüttner, F.: Übersicht zum derzeitigen Kenntnisstand zur Frage korrosionsgestützter Rissbildungen in ferritischen druckführenden Komponenten von Siedewasserreaktoren. Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens SR 2248, MPA, 1998
- /NEA 07/ Safety Margins Action Plan - Final Report. Task Group on Safety Margins Action Plan (SMAP), NEA/CSNI/R(2007)9, 2007
- /NEA 09/ CSNI Technical Opinion Papers – No. 12 Research on Human Factors in New Nuclear Plant Technology, NEA/CSNI/R(2009)7, 2009
- /NUR 97/ O'Hara, J., Stubler, W., Higgins, J. & Brown, W. Integrated System Validation: Methodology And Review Criteria (NUREG/CR-6393). Washington, D.C.: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1997
- /RSK 04/ RSK-Empfehlung „Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken (22.07.2004, 374. Sitzung)

- /RSK 06/ RSK Stellungnahme zu Mängeln an Mittelspannungskabeln mit sicherheitstechnischer Bedeutung in deutschen Kernkraftwerken aus Anlass des meldepflichtigen Ereignisses ME E 13.1/04 – Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB) „Störung in der Eigenbedarfsversorgung mit RESA“ vom 23.08.2004 (09.03.2006, 391. Sitzung)
- /RSK 06a/ RSK Stellungnahme zu Auswirkung fortgeschrittener Kernbeladung auf das Reaktivitätsverhalten des Reaktorkerns und seiner Reaktivitätsstellglieder vom 10.08.2006 (394. Sitzung)
- /RSK 09/ RSK Beratung zum Positionspapier „Rechnergestützte Sicherheitstechnik für den Einsatz in der höchsten Sicherheitskategorie in deutschen Kernkraftwerken“ des RSK-Ausschusses „Elektrische Einrichtungen“
- /RUM 95/ Rummel, W. D., Mariette, M., Hardy, G.L., Cooper, T.D.: Application of NDE reliability to System, ASM Handbook (Volume 17) Nondestructive Evaluation and Quality Control, 3rd Edition, ASDM International, USA, 674-688, 1995
- /SAL 03/ Salzburger, H.-J., Hübschen, G.: Fehlerprüfung und Schabungskontrolle von Stumpfschweißnähten an Feiblechen und dünnwandigen Rohren - Erprobte Ultraschalltechniken mittels SH-Plattenwellen und EMUS-Prüfköpfen In: Deutsche Gesellschaft für Zerstörungsfreie Prüfung e.V. (DGZfP): DGZfP-Jahrestagung 2003, Berlin, 2003 (DGZfP-Berichtsbände 83-CD)
- /TÜV 07/ Analyse und Bewertung des Gefährdungspotentials durch Korrosion in deutschen LKR-Anlagen. Abschlussbericht zum Forschungsvorhaben SR 252, TÜV Nord EnSys Hannover GmbH & Co.KG
- /TÜV 94/ TÜV Bayern-Sachsen, TÜV Südwest, MPA Universität Stuttgart: Bericht zu den Untersuchungen an den austenitischen Rohrleitungen der Siedewasserreaktor-Anlagen KKI 1, KKP 1, KRB B und C. Erstellt im Auftrag des Bayrischen Staatsministeriums sowie des Umweltministeriums Baden-Württemberg, 1994

- /VDT 08/ Stellungnahme des VdTÜV zu den erforderlichen Vorsorgemaßnahmen gegen systematisches Versagen von digitalen leittechnischen Einrichtungen in kerntechnischen Anlagen, die Leittechnikfunktionen der Kategorie 1 ausführen, VdTÜV, 2008
- /WLN 02/ „Whiskerbildung an leittechnischen Baugruppen in deutschen Kernkraftwerken“. Weiterleitungsnachricht WLN 2002/01, GRS, 07.03.2002
- /YAM 07/ Yamamoto, A., HUERTA, A., GOTT, K., KOSHY, T.: Improving regulatory practices through the OECD-NEA Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project (SCAP), *Proceedings of IAEA-CN-155/047*, Second International Symposium on Nuclear Power Plant Life Management, Shanghai, China, 15-18 October 2007
- /ZHD 09/ Zhdanova, G.V. and Kovalchuk, Yu.L.: Biological Corrosion of Construction Materials at Nuclear Power Engineering Enterprises. *Protection of Metals and Physical Chemistry of Surfaces* 45(7), 849-852, 2009