

## **RSK - EMPFEHLUNG**

### **Auswirkung fortgeschrittener Kernbeladungen auf das Reaktivitätsverhalten des Reaktorkerns und seiner Reaktivitätsstellglieder**

10.08.2006 (394. Sitzung)

#### **1 Beratungsauftrag**

Die RSK vereinbarte in ihrer 373. Sitzung am 24.06.2004 als Folgerung aus den abgeschlossenen Beratungen der dem Ausschuss REAKTORBETRIEB zugeordneten Arbeitsgruppe HOCHABBRAND (Anlage 3 zum Ergebnisprotokoll der 372. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 27.05.2004), das BMU um die Berufung einer Arbeitsgruppe für die Beratung der Auswirkungen des steigenden Abbrandes auf die reaktorphysikalischen Nachweisführungen zu bitten. In der 374. Sitzung der RSK am 22.07.2004 legten die Vorsitzenden der RSK-Ausschüsse ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK und REAKTORBETRIEB Vorschläge für das Mandat, für die Besetzung der Arbeitsgruppe und für den voraussichtlich benötigten Beratungszeitraum vor. In der 375. Sitzung der RSK am 09.09.2004 erklärte sich Herr Dr. Grauf bereit, den Vorsitz der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK zu übernehmen.

Die RSK erwartete von der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK,

- dass die sicherheitstechnischen Einflüsse der sich durch höhere Abbrände verändernden Reaktivitätskenngrößen auf das Betriebs- und Störfallverhalten dargelegt werden,
- dass dargelegt wird, wie die sich ggf. verändernden Reaktivitätskenngrößen quantitativ bestimmt bzw. verifiziert werden und
- dass gezeigt wird, wie derartige Auswirkungen in den sicherheitstechnischen Nachweisen berücksichtigt werden.

Bei der Diskussion des Ergebnisberichtes der Arbeitsgruppe HOCHABBRAND war festgestellt worden, dass im Zusammenhang mit dem Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen neben den Auswirkungen des Hochabbrandes auf die mechanische Brennstabauslegung die Auswirkung auf das Reaktivitätsverhalten des Reaktorkerns und seiner Reaktivitätsstellglieder (Reaktivitätskoeffizienten, Steuerelementwirksamkeit) u. a. auch aufgrund der für höhere Abbrände erforderlichen höheren Anfangsanreicherung der Brennelemente von Belang sind. In dem Ergebnisbericht der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK für den RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB sollte dargelegt werden, ob die Auswirkungen des Hochabbrandes auf das Betriebs- und Störfallverhalten der Reaktoranlagen über die bereits von der Arbeitsgruppe HOCHABBRAND abgehandelten Aspekte hinaus umfassend bekannt sind, sowie ob mögliche Änderungen des Reaktivitätsverhaltens gegenüber Kernen mit niedrigeren Abbränden ausreichend quantifiziert und verifiziert sind oder ob zur Gewährleistung der erforderlichen Vorsorge zusätzliche Maßnahmen erforderlich sind.

Mit Schreiben AG RS I 3 – 17018/1 vom 27.11.2002 hatte das BMU die RSK darüber informiert, dass es bei der Umsetzung der RSK-Stellungnahme zu ATWS-Ereignissen (340. Sitzung am 03.05.2001) seitens der

Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden zu Verständnisproblemen hinsichtlich der sicherheitstechnischen Bewertung der RSK zum Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen bei ATWS-Ereignissen in Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gekommen sei. Das BMU bat die RSK, die seitens Betreiber und Gutachter diesbezüglich vorgetragene Argumente zu prüfen, insbesondere im Hinblick auf die Frage, ob es durch die fortschreitende Auslegung der Reaktorkerne (Hochabbrand-Strategie sowie Einsatz von MOX-Brennelementen) und Leistungserhöhungen zu derartigen Änderungen des inhärenten Kernverhaltens kommen kann, die höhere Beanspruchungen zur Folge haben und zusätzliche Sicherheitsaktionen bei ATWS-Ereignissen erforderlich machen. In ihrer 384. Sitzung am 07.07.2005 verabschiedete die RSK daraufhin eine Stellungnahme zum Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen bei ATWS-Ereignissen in Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor (Anlage 1 zum Ergebnisprotokoll der 384. RSK-Sitzung am 07.07.2005). Der mit der Vorbereitung der Stellungnahme für die RSK befasste Ausschuss ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK beriet in diesem Zusammenhang nicht die Fragen, die in das Mandat der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK fielen, wie z. B.

- die Frage nach der Zuverlässigkeit und Validierung von Rechenprogrammen,
- neuere Erkenntnisse zum Spektralkoeffizienten und
- Veränderungen von Voidkurven.

In diesem Zusammenhang stellt sich vor dem Hintergrund zunehmender Anreicherungen und Abbrände die Frage nach den Unsicherheiten bei der Ermittlung von Voidkurven und Spektralkoeffizient und danach, wie sich diese Unsicherheiten auf die Zuverlässigkeit der Ergebnisse der Rechenprogramme speziell auch bei ATWS- Nachweisen auswirken. Diese Fragen sollten in der Stellungnahme der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK behandelt werden.

## **2 Beratungsgang**

Die Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK des RSK-Ausschusses REAKTORBETRIEB konstituierte sich in ihrer 1. Sitzung am 14.01.2005 und informierte sich über die Ergebnisse der Beratung der RSK-Arbeitsgruppe HOCHABBRAND zu den Sicherheitsaspekten des Einsatzes hochabgebrannter Brennelemente im bestimmungsgemäßen Betrieb, unter Kühlmittelverlust- sowie unter Reaktivitätsstörfall-Bedingungen [1]. Sie beriet ihre Aufgabenstellung und legte die weitere Vorgehensweise fest [2]. In ihrer 2. Sitzung am 02.03.2005 hörte die Arbeitsgruppe einen Bericht von Herrn Dr. Berger über internationale Messprogramme zur Reaktorphysik hoch abgebrannter Brennstäbe [3, 4, 5] und einen Bericht von Herrn Dr. Langenbuch über Ergebnisse von Rechnungen zur Änderung von Nuklidinventaren an [6]. In ihrer 3. Sitzung am 07.04.2005 wurde sie von FANP über die betriebliche Verifikation und begleitende Messungen in DWR [7] und von Herrn Dr. Rohde über die Verwendung von CASMO- und HELIOS-Ergebnissen für Transientenrechnungen [8] unterrichtet. Gegenstand der Beratungen in der 4. Sitzung der Arbeitsgruppe am 04.05.2005 waren ein Bericht von FANP zum Thema „Prinzip der sicherheitstechnischen Nachweisführung in DWR und SWR“ [9] sowie Berichte der Betreiber zur Entwicklung der Kernausslegung in SWR am Beispiel des Kernkraftwerkes Gundremmingen (KRB) [10] und zur Entwicklung der Kernausslegung in DWR am Beispiel des Kernkraftwerkes Neckarwestheim (GKN-II) [11]. In ihrer 5. Sitzung am 10.06.2005 hörte die Arbeitsgruppe einen Bericht des Sachverständigen TÜV Süd zur Praxis der Begutachtung zur Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung bei der Kernausslegung in LWR an [12, 13] und wurde von Herrn Dr. Berger über den Spektralkoeffizienten der Reaktivität informiert [14]. Die Arbeitsgruppe setzte die Beratungen in ihrer 6. Sitzung am 02.08.2005 mit einem Bericht von RWE NUKEM GmbH, Bereich NIS Ingenieure, zur betrieblichen Verifikation und zu begleitenden Messungen in

SWR [15] sowie einem Bericht von FANP zur DWR-Kerntransientenanalyse mit dem 3-dimensionalen Kernsimulator PANBOX [16] fort und hörte in ihrer 7. Sitzung am 11.10.2005 einen Bericht von Herrn Langenbuch zum Thema „Anwendung von Unsicherheitsanalysen für Transienten“ [17], [18]. In ihrer 8. Sitzung am 15.11.2005 befasste sich die Arbeitsgruppe mit Fragen von Herrn Donderer zum Spektralkoeffizienten [19] und setzte die Vorbereitung ihres begleitend zu den Beratungen fortgeschriebenen Berichtes fort. Nach weiterer Beratung in ihrer 9. Sitzung am 17.02.2006 schloss die Arbeitsgruppe die Beratung des Berichtes in ihrer 10. Sitzung am 30.03.2006 ab.

Der Ausschuss REAKTORBETRIEB beriet die vorliegende Empfehlung in seiner 174. Sitzung am 07.06.2006. Nach einer Redaktionssitzung der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK am 18.07.2006 zur Diskussion der vom Ausschuss REAKTORBETRIEB gewünschten Änderungen wurde diese Empfehlung von der RSK in ihrer 394. Sitzung am 10.08.2006 verabschiedet.

### **3 Sachstand**

- **Internationale Messprogramme zur Reaktorphysik hoch abgebrannter Brennstäbe**

Zum Thema „Internationale Messprogramme zur Reaktorphysik hoch abgebrannter Brennstäbe“ wurde die Arbeitsgruppe über die Programme

- ARIANE (Actinides Research In A Nuclear Element),
- REBUS (Reactivity Test For A Direct Evaluation Of The Burnup Credit On Selected Irradiated LWR Fuel Bundles) und
- PROTEUS, Phase 2

informiert [3, 4, 5]. Das Ziel dieser Versuchsprogramme sei die Bereitstellung einer breiten experimentellen Datenbasis für den Verbrauch und die Bildung von Spaltstoffen, Aktiniden und Spaltprodukten bis zu hohen Abbrandwerten. Die Messungen der Nuklidinventare für Uran- und MOX-Brennstäbe mit bekannter Einsatzgeschichte dienen zur Validierung von Abbrand- und Kritikalitätsberechnungen. Erste Analysen (die Programme REBUS und PROTEUS, Phase 2, sind noch nicht endgültig abgeschlossen) zeigten, dass bei Proben mit Abbränden bis zu ca. 90 MWd/kg die Abweichungen zwischen Rechnung und Messung weitgehend unabhängig vom Abbrand sind.

Der direkte Vergleich des gemessenen und berechneten Inventars relevanter Isotope ergänze die integrale Validierung der Rechenmethoden für die Kernausslegung durch nukleare Messungen im Reaktorbetrieb und in Sondermessprogrammen. Wegen des hohen technischen und auch finanziellen Aufwandes für die Versuche mit abgebranntem Kernbrennstoff und die radiochemischen Analysen erfordern die Auswertungen einen längeren Zeitraum.

- **Ergebnisse von Rechnungen zur Änderung von Nuklidinventaren**

Ein Mitglied berichtete der Arbeitsgruppe über die Ergebnisse von Rechnungen zur Änderung von Nuklidinventaren [6] in DWR-Brennelementen. Zielsetzung der Berechnung von Nuklidinventaren für hohe Abbrände sei die Ermittlung der Änderung der Nuklidzusammensetzung für Spaltstoffe, Aktiniden und Spaltprodukte in Abhängigkeit vom Abbrand. Damit könnten die Reaktivität und die Wirkungsquerschnitte

für Kernrechnungen, die Strahlungsquellstärken für Neutronen-, Gamma- und Alphastrahlung sowie die Nachzerfallswärmeleistung bestimmt werden. Die heutigen Standardcodes für die Brennelementberechnung seien CASMO und HELIOS, die bei Auslegern, Betreibern und TÜVs im Einsatz sind. Die GRS verwende das von ihr entwickelte Rechenprogrammsystem KENOEST, das eine Kopplung des Monte-Carlo-Codes KENO-Va mit dem Abbrandmodell OREST mit eindimensionaler Spektralrechnung und mit einer von der GRS angepassten ORIGEN-Bibliothek ist. Inzwischen seien international mehrere Kopplungen von Monte-Carlo-Codes wie MCNP oder KENO mit Abbrandmodellen entwickelt worden. In Frankreich werde das von der CEA entwickelte Programm APOLLO-2 eingesetzt. Dieses Programm habe eine umfangreiche experimentelle Datenbasis von Versuchen, die allerdings nicht öffentlich zugänglich sind. Dennoch werde das Programm in den internationalen Benchmarks häufig als Referenz angesehen. In den USA werde neuerdings das Rechenprogrammsystem SCALE 5 für Brennelementabbrandrechnungen mit den Modulen TRITON-NEWT erweitert, es bedürfe jedoch noch der Validierung.

Die Ergebnisse verschiedener Codes für das U-235-Inventar in einem DWR-Brennelement weisen kleine, jedoch erkennbare Unterschiede auf. Für entsprechende Rechnungen für das Pu-238-, Pu-239-, Pu-240- und Pu-241-Inventar stimmten die Ergebnisse bis zu einem Abbrand von 40 GWd/t SM überein, bei höheren Abbränden liefen die Ergebnisse auseinander, wobei die Ursache dafür noch nicht geklärt sei. Bei einem Vergleich der Ergebnisse der Programme CASMO und HELIOS mit KENOEST sei für die Uran- und Plutoniumisotope eine Abweichung von etwa  $\pm 10\%$  zu beobachten, für die Americium- und Curiumisotope sowie Neptunium seien die Abweichungen größer. Die Abweichungen der experimentellen Ergebnisse von den Rechenergebnissen lägen überwiegend in der gleichen Größenordnung wie die Messtoleranzen der Experimente. Für einzelne Spaltprodukte könnten größere Abweichungen auftreten. Die festgestellten Abweichungen seien für die Kernberechnungen und den Reaktorbetrieb von geringer Bedeutung, da die Reaktivitätseffekte der entsprechenden Spaltprodukte betragsmäßig gering sind und sich teilweise kompensieren. Die Unterschiede würden relevant für radiologische Berechnungen und für Anwendungen des Burnup Credits bei der Lagerung von Brennelementen. Dem werde durch eine im Regelwerk (DIN) entsprechend konservativ festgelegte Vorgehensweise bei der Bestimmung des „burnup credit“ Rechnung getragen.

- **Verwendung von CASMO- und HELIOS-Ergebnissen für Transientenrechnungen**

Ziel des Berichtes eines Mitglieds der Arbeitsgruppe zum Thema „Verwendung verschiedener Wirkungsquerschnitts- (WQ-) Bibliotheken für Transientenrechnungen“ [8] war die Darlegung des Einflusses der Unsicherheiten der neutronenphysikalischen Parameter auf die Ergebnisse von generischen Transientenanalysen. Die Transientenanalysen seien mit dem Reaktordynamikcode DYN3D durchgeführt worden, der Modelle zur dreidimensionalen Neutronenkinetik, zur Zweiphasenströmung in parallelen Kühlkanälen, zur Modellierung von Brennstäben, zur Berechnung sicherheitsrelevanter Parameter (wie kritische Wärmestromdichte, maximale Brennstoff- und Hüllrohrtemperatur und Oxidschichtdicke) sowie einen Anschluss verschiedener Bibliotheken von makroskopischen Wirkungsquerschnitten enthält. In den Berechnungen seien bei sonst gleichen Randbedingungen ausschließlich die Wirkungsquerschnitte durch die Verwendung verschiedener WQ-Bibliotheken variiert worden. Die Bibliotheken makroskopischer Wirkungsquerschnitte seien die Basis für stationäre und transiente Kernberechnungen mit dreidimensionalen Neutronendifusionsprogrammen (wie DYN3D). Sie würden in Mehrgruppen-Neutronentransportrechnungen in einer zweidimensionalen Geometrie mit Zellcodes (wie CASMO, HELIOS, KASSETTA, NESSEL) mit anschließender Kondensation und Homogenisierung erzeugt.

Es seien die Ergebnisse von CASMO und HELIOS bezüglich  $k_{inf}$  in Abhängigkeit vom Abbrand sowie von mit DYN3D unter Verwendung der CASMO- und HELIOS-Wirkungsquerschnitte berechneten statischen Reaktivitätsparametern (Abschaltreaktivität bei Nichteinfall des wirksamsten Steuerstabes, Borwirksamkeit und Doppler-Koeffizient) verglichen worden. Der generische Kern, der den Berechnungen zugrunde gelegen hat, habe mittlere Brennelementabbrände bis 60 MWd/kg SM aufgewiesen. Die Abweichungen zwischen CASMO und HELIOS würden mit zunehmendem Abbrand nicht größer. Auch die Abweichungen bei der Bestimmung der Reaktivitätsparameter werden mit zunehmendem Abbrand nicht größer. Die Abweichungen zwischen den mit CASMO- und HELIOS-Bibliotheken durchgeführten stationären und transienten Berechnungen sind durch unterschiedliche Modellierungen und Daten in CASMO und HELIOS bedingt. Diese Abweichungen repräsentieren allein die rechenmethodisch bedingten Unsicherheiten, ohne dass Justierungen anhand von Reaktormessdaten vorgenommen wurden.

- **Anwendungsgebiete für 3D neutronisch/thermohydraulisch gekoppelte Transientenanalysen und Validierungsstand der angewandten Framatome-Methoden**

Zum Thema „DWR-Kerntransientenanalyse mit dem dreidimensionalen Kernsimulator PANBOX“ wurde der Arbeitsgruppe von FANP [16] über die Bedeutung der dreidimensionalen Kerntransientenanalyse in der DWR-Reaktorkernauslegung berichtet. Für die Beschreibung vieler transienter Vorgänge genüge eine punktkinetische Modellierung des Reaktorkerns. Eine dreidimensionale Modellierung des transienten Reaktorkernverhaltens sei erforderlich, wenn es zu einer signifikanten Störung der Leistungsdichteverteilung im Kern kommt, gegebenenfalls im Zusammenspiel mit stark vom Nennbetriebszustand lokal abweichenden thermohydraulischen Randbedingungen. Beispiele für solche Transienten seien der Steuerelementauswurf und der nicht absperrbare Frischdampfleitungsbruch. Daneben gebe es eine Vielzahl von Transienten, für die 3D-Methoden bereits in der Genehmigungspraxis zum Einsatz gekommen sind. Derzeit würden 3D-Kerntransientenanalysen für Non-LOCA-Fälle angewendet, für die die Anlagendynamik (das Systemverhalten) oder das Kernverhalten ohne Anlagentrückwirkung untersucht werden.

Die Arbeitsgruppe wurde über den Aufbau des Programmsystems CASCADE-3D informiert, das aus den Teilen SAV (stationäre Kernausslegung) und RELAP/PANBOX/COBRA (R/P/C) (Transientenanalysen) besteht.

Weitere Inhalte des Berichtes waren:

- durchgeführte Schritte bei der Validierung des im Teil R/P/C von CASCADE-3D enthaltenen neutronen-thermohydraulischen Programmsystems PANBOX, das ein dreidimensionales Kernmodell mit der Kopplung von Neutronik, Thermohydraulik und Brennstabwärmeführung enthält,
- Nachrechnungen von aufgetretenen Transienten (Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle, Lastabwurf) mit Vergleichen zu Messwerten aus den Anlagen, die jeweils eine gute Übereinstimmung zeigten und
- die Anwendung von CASCADE-3D für Sicherheitsanalysen.

- **Anwendung von Unsicherheitsanalysen für Transienten**

Der Arbeitsgruppe wurde von einem Mitglied über die OECD/NEA-Aktivitäten zur Validierung gekoppelter 3D- Rechen-codes und über die im Rahmen des EU-Vorhabens VALCO durchgeführte Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für Transienten [17, 18] berichtet.

Die OECD/NEA-Aktivitäten beziehen sich auf die drei Fälle

- DWR-Frischdampfleitungsbruch in Three-Mile-Island (TMI-1) (Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark,),
- SWR-Turbinenschnellschluss-transiente in Peach-Bottom 2 (Turbine Trip (TT) Benchmark) und
- WWER-1000 Coolant Transient Benchmark.

Die Arbeitsgruppe wurde über die Rechenergebnisse von drei thermohydraulischen System-codes, nämlich TRAC, CATHARE und ATHLET, für die Analyse des Frischdampfleitungsbruchs in TMI als Beispiel für die Variation von Rechenergebnissen informiert. Das Ziel dieser Berechnungen für einen Auslegungsstörfall von DWR-Anlagen sei die Bestimmung des zeitlichen Verlaufs der Reaktorleistung nach der Abschaltung während der durch Abkühlung des Kerns bedingten Rekritikalität gewesen. In den Ergebnissen der Rechenprogramme habe sich eine unerwartet große Bandbreite für den Zeitpunkt wie auch für den Wert des Leistungsmaximums gezeigt. Die Unterschiede ließen sich auf unterschiedliche Modellierungen der wesentlichen thermohydraulischen bzw. systemtechnischen Vorgänge während des Störfallablaufs zurückführen. Aus dem Vergleich dieser Ergebnisse habe sich unmittelbar der Bedarf nach einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ergeben, um die verschiedenen identifizierten Ursachen und deren Abhängigkeit von den Modellen und Modellparametern quantitativ bestimmen zu können.

Auch im Zusammenhang mit Nachrechnungen von Betriebstransienten in WWER-Anlagen mit gekoppelten Codes sei die Notwendigkeit für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen festgestellt worden. Deshalb sei im Rahmen des EU-Vorhabens VALCO eine derartige Untersuchung durchgeführt worden. Das Ziel des Vorhabens mit internationaler Beteiligung habe zunächst darin gelegen, die Anwendbarkeit der Methoden für Transientenanalysen zu überprüfen und Erfahrung beim Einsatz dieser Methoden zu gewinnen. Die Untersuchung für zwei Betriebstransienten in WWER-Anlagen sei mit einer von der GRS entwickelten Methode unter Einsatz des Programms SUSA (Statistische Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse) durchgeführt worden. Die quantitative GRS Methode mit dem Programm SUSA zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse basiere auf bewährten und anerkannten statistischen Verfahren und könne auch für Transienten erfolgreich eingesetzt werden, wobei auch reaktorphysikalische Parameter wie z. B. Reaktivitätskoeffizienten einbezogen werden könnten. Nach den vorgestellten ersten Anwendungen für Transienten sei es erforderlich, weitere Erfahrungen insbesondere im Hinblick auf eine realitätsnahe Formulierung der einzelnen Parameterunsicherheiten (Größe und Verteilungsfunktion) zu sammeln.

- **Betriebliche Verifikation und begleitende Messungen in DWR und SWR**

In dem Bericht zur betrieblichen Verifikation und zu begleitenden Messungen in DWR wurde von FANP die experimentelle Absicherung des Reaktivitäts- und Leistungsdichteverhaltens in Siemens DWR-Anlagen beim Übergang zu höheren Anreicherungen und zu größeren MOX-Brennelementanteilen [7] dargestellt. Die experimentelle Absicherung der Berechnungen basiere auf Standardmessungen, die routinemäßig bei jedem Wiederanfahren der Anlagen nach einem Brennelementwechsel erfolgen, bzw. auf Messungen, die im

stationären Leistungsbetrieb über den Abbrandzyklus hinweg vorgenommen werden. Darüber hinaus würden Sondermessungen zur expliziten Validierung der Auslegungsprogramme durchgeführt, die Zustände erfassen, die einer betrieblichen Messung nicht zugänglich sind. Ziel der Messungen zur betrieblichen Verifikation sei der experimentelle Nachweis, dass der Kern der Auslegung entspricht. Das Ziel der Sondermessungen sei die Qualifizierung und Validierung der Rechenverfahren. Dazu sei der experimentelle Nachweis zu erbringen, dass die Programmsysteme die Genauigkeitsanforderungen auch bei den sich ändernden reaktorphysikalischen Eigenschaften der Nachladekerne erfüllen. Die bisherige Entwicklung der Nachladekerne zu höheren Anreicherungen und höheren MOX-Brennelement-Anteilen sei durch eine Vielzahl von betriebsbegleitenden Messungen sowie Sondermessungen angemessen experimentell abgesichert worden. Das Auslegungsprogramm CASCADE-3D erfülle daher die Anforderungen an ein bewährtes und validiertes Auslegungsprogrammsystem und sei für den Nachweis ausreichender Abschaltreaktivität in kalten, xenonfreien Zuständen geeignet. Ein Trend in der Berechnungsgenauigkeit in Abhängigkeit vom Abbrand sei nicht zu erkennen.

Für die Brennelement-Einsatzplanung für die Blöcke B und C der SWR-Anlage Gundremmingen berichtete die Fa. RWE NUKEM GmbH, Bereich NIS Ingenieure [15], dass als Rechenprogrammsystem bis zum Jahr 2002 das SKSS (Siedewasser-Kernsimulator-System)-Programmpaket verwendet wurde und ab dem Jahr 2003 das Incore Fuel Management System IFMS benutzt werde. Das IFMS bestehe aus den Rechenprogrammen CASMO-4 (2D-Vielgruppen-Neutronentransporttheorie-Abbrand-Code zur Erzeugung der Wirkungsquerschnitte für Brennelemente), SIMULATE-3 (Lösung der stationären 3D-Neutronendiffusions-Abbrandgleichung für den SWR-Kern in zwei Energiegruppen mit stationärer Thermohydraulik) und FIBWR (Stationärer 3D-Thermohydraulik-Code).

Laut ISO 9000 sei eine Validierung die Bestätigung durch die Bereitstellung eines Nachweises, dass die Anforderungen für einen bestimmten beabsichtigten Gebrauch oder eine bestimmte beabsichtigte Anwendung erfüllt sind. Der Nachweis für die Validierung von IFMS für Gundremmingen werde durch den Vergleich von Rechenergebnissen mit zyklusspezifischen betrieblichen Messergebnissen erbracht. Die dabei zu erfüllende Anforderung sei, dass die Nachladekerne von Gundremmingen mittels IFMS sicherheitstechnisch zuverlässig ausgelegt werden können. Durch den Vergleich der IFMS-Rechenergebnisse mit zyklusspezifischen Messergebnissen (Aufgabe der betrieblichen Messungen ist einerseits der Nachweis der sicherheitstechnisch geforderten nuklearen Eigenschaften des kalten Reaktorkerns und andererseits während des Leistungsbetriebs die Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte und die Sicherheit gegen Siedeübergang) sei die Validierung kein einmaliger Prozess, sondern eine zyklusbegleitende permanente Aufgabe.

Die Vergleiche von IFMS-Rechenergebnissen mit betrieblichen Messergebnissen hätten bestätigt, dass IFMS die Anforderungen an ein validiertes Kernauslegungsprogramm erfüllt und für die Brennelement-Einsatzplanung und die Auslegung der Nachladekerne des Kernkraftwerkes Gundremmingen sehr gut geeignet sei. Auswirkungen des Abbrandes auf die Genauigkeit der Rechenergebnisse seien nicht festzustellen.

- **Prinzip der sicherheitstechnischen Nachweisführung in DWR und SWR**

Die Arbeitsgruppe wurde zum Thema „Prinzip der sicherheitstechnischen Nachweisführung in DWR und SWR von FANP [9] über die Struktur der Nachweisführung im Genehmigungs- bzw. Aufsichtsverfahren informiert. Zum Nachweis der Erfüllung der in den Regelwerken festgelegten ausreichenden Schadensvorsorge würden für Störfälle entsprechende Analysen durchgeführt. Damit werde nachgewiesen,

dass die in den Regelwerken festgelegten Kriterien (primäre Nachweisziele) eingehalten werden. Übergeordnetes Nachweisziel sei der Schutz der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung. Daraus leiteten sich aus Sicht von FANP die Schutzziele Kontrolle der Reaktivität, Kühlbarkeit des Kerns und Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe ab, aus denen die primären Auslegungskriterien resultierten, die einzuhalten sind (z. B. Begrenzung des Drucks im Primär- und Sekundärsystem sowie im Sicherheitsbehälter, Begrenzung der Hüllrohr- und Brennstofftemperatur sowie ein ausreichender Wärmeübergang (DNBR (Verhältnis kritischer zu tatsächlicher Wärmestromdichte bei DWR), MASL (minimaler Abstand zur Siedeübergangsleistung bei SWR)). Diese Anforderungen an die Auslegung seien entsprechend der zu erwartenden Eintrittshäufigkeit des jeweiligen Ereignisses gestaffelt.

Der Nachweisstand der sicherheitstechnischen Parameter sei zu aktualisieren, wenn dies infolge von technischen Änderungen, neuen Erkenntnissen oder neuen technischen Anforderungen erforderlich ist.

Das sicherheitstechnische Nachweisverfahren zur Kernauslegung sei für SWR und DWR im Prinzip gleich. In Deutschland würden die Analysen beim Nachweisverfahren mit realitätsnahen Werten durchgeführt, die zyklusübergreifend abdeckend sein sollen, da man den Analysen keinen unrealistischen Verlauf des Störfalls entnehmen möchte. Grundsätzlich sei nachzuweisen, dass sich die aktuelle Kernbeladung hinsichtlich der sicherheitsrelevanten Eigenschaften im Rahmen der Auslegung des Reaktors hält. Im Verlauf der meisten Transienten ändern sich die Reaktivitätskoeffizienten nur geringfügig, da nur geringe Temperatur- und Druckänderungen auftreten. Beim ATWS und bei Unterkühlungstransienten ändern sich Druck und Temperatur wesentlich stärker, und damit auch die diesbezüglichen Reaktivitätsrückwirkungen.

- **Praxis der Begutachtung zur Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung bei der Kernauslegung in LWR**

Die Arbeitsgruppe wurde vom TÜV SÜD [12, 13] über Art und Umfang der Prüfungen des Sachverständigen, über die Qualität eigener Nachrechnungen zu Messungen und über Transientenanalysen bei DWR informiert. Ziel der beispielhaft für die DWR-Anlagen Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar I (GKN-I), Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP-2) und Kernkraftwerk Isar 2 (KKI-2) dargestellten betriebsbegleitenden Rechnungen und Messungen sei, die Auslegungsrechnungen des Herstellers bzw. Betreibers zu überprüfen. Dabei sei zu bestätigen, dass der Kern den sicherheitstechnischen Anforderungen im Rahmen der bestehenden Genehmigungen entspricht. Weitere Ziele betriebsbegleitender Rechnungen seien die Validierung des gutachterlichen Rechenverfahrens für fortgeschrittene Kernbeladungen und die Bereitstellung einer aktuellen Kernmodellierung für den Sachverständigen, um unabhängig reaktorphysikalische Fragestellungen bearbeiten zu können oder um qualifiziert zu Prüfaufgaben wie z. B. Transientenanalysen und Brennstabauslegung zuarbeiten zu können. Zwischen den Rechnungen des TÜV, den Rechnungen des Herstellers und den Messergebnissen habe sich eine sehr gute Übereinstimmung gezeigt. Die Programmsysteme des TÜV zeigten sich auch bei hohen MOX-Anteilen, hohen Abbränden und hohen U-235-Anreicherungen für die Anwendung im Rahmen der gutachterlichen Tätigkeiten als geeignet.

- **Entwicklung der Kernauslegung für SWR am Beispiel des Kernkraftwerkes Gundremmingen (KRB) und für DWR am Beispiel des Kernkraftwerkes Neckarwestheim (GKN II)**

Die Arbeitsgruppe wurde von den Betreibern über die Entwicklung der Kernzusammensetzung für die SWR-Anlagen Gundremmingen Block B und Block C informiert [10]. Die Kernzusammensetzung im KRB habe



sich seit Beginn durch den Einsatz von höher angereicherten Uran-Brennelementen sowie von MOX-Brennelementen geändert. Mit der geänderten Kernzusammensetzung habe sich die Reaktorphysik lediglich quantitativ, nicht aber qualitativ geändert. An der Qualität der Beschreibung des Kerns habe sich durch die Kernzusammensetzung nichts geändert. Bis auf  $\beta_{\text{eff}}$  und den Moderator Temperaturkoeffizienten würden grundsätzlich mögliche quantitative Änderungen von stationären und instationären Größen durch die Variabilität der verschiedenen konkreten Kernaussagen abgedeckt. Alle relevanten Größen bewegten sich innerhalb der als sicherheitstechnisch unbedenklich nachgewiesenen Bandbreiten.

Zum Thema „Einflüsse der Abbranderhöhung auf Reaktivitätskenngrößen“ wurde der Arbeitsgruppe von den Betreibern [11] die Entwicklung der Anreicherung der Brennelemente unter Einschluss von MOX- bzw. WAU-Brennelementen in der DWR-Anlage GKN-II dargelegt. Bei der sicherheitstechnischen Nachweisführung für Folgekerne seien alle Nachladekerne, deren kernphysikalische Parameter im nachgewiesenen Wertebereich liegen, in sicherheitstechnischer Hinsicht unbedenklich und als gleichwertig zu betrachten. Im Rahmen der sicherheitstechnischen Nachweisführung sei für alle 19 Zyklen der Anlage GKN-II die Einhaltung der Wertebereiche gezeigt worden; bei Bedarf sei der Wertebereich der sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen erweitert worden. Auf Basis der sicherheitstechnischen Nachweisführung seien betriebliche Vorgaben überprüft und gegebenenfalls angepasst worden.

Mit zunehmendem Abbrand und über die Zyklen hätten sich bei DWR bezogen auf den Nachweisstand nur geringe Änderungen der meisten Reaktivitätsparameter ergeben. Die durch den erhöhten Abbrand und MOX-Brennelementeinsatz bedingte verminderte Borwirksamkeit sowie die stärkere Reaktivitätsänderung bei Änderung des Reaktorzustandes (z. B. bei Temperaturänderungen) sei durch die Einführung von angereichertem Bor (Erhöhung der Borwirksamkeit) wirksam kompensiert worden.

- **Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen bei ATWS-Ereignissen in Kernkraftwerken mit Druckwassereaktor**

Die Arbeitsgruppe wurde von ihrem Vorsitzenden über den Stand der Beratungen zu ATWS-Ereignissen im RSK-Ausschuss ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK informiert. Vor dem Hintergrund zunehmender Anreicherungen und Abbrände stellte sich die Frage nach den Unsicherheiten bei der Ermittlung von Voidkurven und Spektralkoeffizient und danach, wie sich diese Unsicherheiten auf die Ergebnisse der Rechenprogramme speziell bei ATWS-Nachweisen auswirkten.

- Spektralkoeffizient der Reaktivität

Zum Thema „Spektralkoeffizient der Reaktivität - Interpretation und Nachweisführung“ wurden der Arbeitsgruppe von einem Mitglied [14] die Grundlagen der Punktkinetik für die zeitliche Änderung der Neutronenzahl und der im Rahmen der Punktkinetik übliche Separationsansatz für die wesentlichen Einflussgrößen (Brennstofftemperatur-, Kühlmitteltemperatur- und Borkoeffizienten der Reaktivität) zur Quantifizierung der Reaktivitätsänderung im Rahmen der Nachweisführung dargelegt. Bei Ereignissen, bei denen größere Änderungen der Kühlmitteldichte zu berücksichtigen sind (wie beim ATWS), würden der Temperatureinfluss (Spektralkoeffizient der Reaktivität) und der Dichteinfluss (Voidkoeffizient der Reaktivität) bei der Kühlmittelreaktivität separat dargestellt; d. h. der messbare Kühlmitteltemperaturkoeffizient werde in zwei Terme auf gespalten.

Der Spektralkoeffizient der Reaktivität ergebe sich daraus, dass die Variation der Kühlmitteltemperatur bei konstanter Kühlmitteldichte eine Änderung der thermischen Eigenbewegung der Atomkerne bewirkt. Durch die damit geänderten Neutronenstreuungsprozesse komme es zu einer Verschiebung im Neutronenenergiespektrum. Da die thermische Eigenbewegung der Kerne elastische Streuungen nur bei niedrigen Neutronenenergien beeinflusst, beschränkten sich die spektralen Änderungen auf den thermischen Energiebereich.

Darüber hinaus wurde die Arbeitsgruppe informiert über

- die quantitative Aufschlüsselung des Spektralkoeffizienten in die Beiträge individueller Nuklide bzw. Reaktionsraten für Uran- und MOX-Brennstoff mit einem Abbrand von 30 MWd/kg SM.
- den Einfluss der Borkonzentration auf den Spektralkoeffizienten und
- einen Ansatz für die zyklusspezifische Nachweisführung am Beispiel eines Vorkonvoi Reaktors. Dieser beinhaltet:
  - Für alle im Reaktorkern vorhandenen Brennelementtypen (U, WAU, MOX, Anfangsanreicherung bzw. Pu-fiss-Gehalt) werden mittels Zellrechnungen parametrische Spektralkoeffizienten in Abhängigkeit von Borkonzentration und Abbrand berechnet.
  - Den im aktuellen Kern vorhandenen Brennelementen werden dann – typabhängig – individuelle, dem jeweiligen Abbrandzustand entsprechende Spektralkoeffizienten zugeordnet, wobei die Abhängigkeit von der Borkonzentration des zu betrachtenden Reaktorzustands mittels geeigneter Interpolation innerhalb des vorausbestimmten Parameterfeldes berücksichtigt wird.
  - Aus den so für die individuellen Brennelemente ermittelten Spektralkoeffizienten wird dann ein Importanz-gewichteter Mittelwert gebildet, wobei die mittlere Brennelementleistung als Wichtunggröße, die sowohl die spezifische Reaktivität als auch die lokale Positionierung innerhalb des Kernverbands erfasst, verwendet wird.

Der Spektralkoeffizient sei einer direkten Messung nicht zugänglich, könne aber indirekt aus der Messung des kombinierten Kühlmitteltemperaturkoeffizienten in seiner Größe abgeleitet werden. Zum Validierungsstand der Berechnungen zum Spektraleffekt wurde dargelegt, dass die Summe von Spektral- und Dichtereaktivitätseffekt durch die Messung der kritischen Borkonzentration im heißen und kalten Zustand bestätigt werden kann.

#### **4 Bewertungsmaßstäbe**

Die RSK hat als Bewertungsmaßstab den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik herangezogen, um zu bewerten, ob die in den anlagenspezifischen sicherheitstechnischen Anforderungen an die Kernbeladung festgelegten und praktizierten Nachweisführungen, die sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen von fortgeschrittenen Kernbeladungen in ausreichendem Maße berücksichtigen.

Die Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK beriet folgende reaktorphysikalische Auswirkungen:

- Änderungen des Nuklidinventars
  - anfänglicher Spaltstoffgehalt (N1)
  - abbrandbedingter Aktinidenaufbau und räumliche Verteilung (N2)
  - abbrandbedingter Spaltproduktaufbau und räumliche Verteilung (N3)
  - abbrandbedingte Abnahme des Spaltstoffes und räumliche Verteilung (N4)
  
- Auswirkungen der o. g. Änderungen im Nuklidinventar
  - Reaktivitätsänderung (A1)
  - Änderung des Neutronenspektrums (A2)
  - Inhärentes Reaktivitätsverhalten (Void-, Doppler-,  
Kühlmitteltemperatur- einschließlich Spektral- und Kühlmitteldichte-Rückwirkung) (A3)
  - Änderung der kinetischen Parameter (A4)
  - Wirksamkeit der Reaktivitätsstellglieder (Borsäure,  
Steuerelemente, Gadolinium usw.) (A5)
  - Leistungsdichteverteilung (A6)
  - Nachzerfallsleistung (A7)

Die Beziehungen zwischen den reaktorphysikalischen Parametern und den sicherheitstechnischen Anforderungen bzw. dem Anlagenverhalten stellen sich wie folgt dar:

- Einfluss auf das Betriebsverhalten (Sicherheitsebene 1)
  - Regelverhalten (A3) (A5) (A6)
  - Stabilität (SWR) (A1) (A3) (A6)
  - Kurz- und langfristige Abschaltbarkeit (A1) (A3) (A5) (A6)
  
- Einfluss auf das Transientenverhalten (Sicherheitsebene 2)
  - Reaktivitätsdynamik (A2) (A3) (A4) (A6)
  - Wirksamkeit der Begrenzungseinrichtungen (A1) (A3) (A5) (A6)
  - Kurz- und langfristige Abschaltbarkeit (A1) (A5) (A6)
  
- Einfluss auf das Störfallverhalten (Sicherheitsebene 3)
  - Reaktivitätsdynamik (A1) (A3) (A4) (A6)
  - Kurz- und langfristige Abschaltbarkeit (A1) (A5) (A6)
  - Nachzerfallswärme (A7)
  - Aktivitätsinventar (N1) bis (N4)
  
- Einfluss auf sehr seltene Ereignisse (Sicherheitsebene 4a)
  - Reaktivitätsdynamik (A1) (A3) (A4) (A6)
  - Abschaltbarkeit (A1) (A5) (A6)
  - langfristige Unterkritikalität (A1) (A5)
  - Nachzerfallswärme (A7)

## 5 Bewertung

Die Beratungen der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK bezogen sich auf fortgeschrittene Kernbeladungen, wie sie in den vergangenen Jahren realisiert wurden und auch in naher Zukunft zu erwarten sind. Unter dem Begriff fortgeschrittene Kernbeladung wird dabei eine Kernauslegung verstanden, die einzelne oder mehrere der nachfolgenden Charakteristiken aufweist:

- Uran-Nachladebrennelemente (einschließlich WAU) mit erhöhter U-235 Anreicherung (bis 5 %),
- entsprechend erhöhtem Abbrand (BE-gemittelt bis zu ca. 65 MWd/kgSM),
- MOX-Einsatz (bis ca. 50 % Anteil) und
- low-leakage Beladung.

Deutsche LWR-Kerne werden derzeit üblicherweise für Zyklusdauern von etwa einem Jahr ausgelegt, wobei einzelne Zyklen aufgrund betrieblicher Erfordernisse oder wirtschaftlicher Überlegungen auch mit geringerer (sechs Monate) bzw. längerer (18 Monate) Zykluslänge betrieben wurden. Die Auswirkungen darüber hinausgehender Zykluslängen (z. B. zwei Jahre) sind nicht betrachtet worden, da diese in deutschen LWR derzeit nicht angestrebt werden.

Im Zusammenhang mit dem Betriebsverhalten von Reaktorkernen ist zu beachten, dass in einzelnen Brennelementen auftretende Abbrände  $> 65 \text{ MWd/t}$  von untergeordneter Bedeutung sind, da diese das Reaktivitätsverhalten des Kerns praktisch nicht beeinflussen. Die für solche höheren Abbrände relevanten Aspekte (RIA-, KMV-Verhalten) wurden im Rahmen eines schriftlichen Berichtes des RSK-Ausschusses REAKTORBETRIEB (Anlage 3 zum Ergebnisprotokoll der 372. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 27.05.2004) betrachtet und bewertet.

Die anlagenspezifischen sicherheitstechnischen Anforderungen an die Kernbeladung sind in den „Sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ oder sinngemäßen Unterlagen für jede Anlage festgelegt. Die Nachweisführung beim Reaktorkern basiert in den Anlagen auf dem aktuellen Nachweisstand für die relevanten sicherheitstechnischen Parameter und wird, falls erforderlich, dem Stand von Wissenschaft und Technik angepasst.

Die RSK bewertet im Folgenden auf der Grundlage der Beratungsergebnisse der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK die Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen auf das Betriebs- und Störfallverhalten der Anlagen. Radiologische Aspekte, die sich insbesondere im Zusammenhang mit Aktivitätsfreisetzungen bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 wegen des sich ändernden Nuklidinventars ergeben könnten, waren nicht Auftrag der Arbeitsgruppe und wurden demzufolge nicht behandelt.

Aspekte der von der erhöhten Anreicherung beeinflussten Nachweise zur Kritikalitätssicherheit bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen waren ebenfalls nicht Gegenstand der Beratung.

Die RSK kommt auf der Grundlage der von der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK angehörten Berichte und ihrer Beratungen sowie der Beratungen der Arbeitsgruppe REAKTORPHYSIK zu den in Abschnitt 4 aufgelisteten reaktorphysikalischen Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen zu den im Folgenden dargestellten Ergebnissen.

- **Änderungen des Nuklidinventars**

Die abbrandabhängigen Änderungen des Nuklidinventars sind Gegenstand internationaler experimenteller Forschungsprogramme. Diese Forschungsprogramme betrachten Abbrände bis ca. 90 MWd/kg SM. Damit sind die derzeit für Uran- und MOX-Brennelemente in Deutschland angestrebten Abbrände abgedeckt. Die mit verschiedenen Rechenprogrammen ermittelten Ergebnisse für die Nuklidinventare weisen Abweichungen zur Messung und untereinander in einer ähnlichen Größenordnung auf wie die Messtoleranzen der experimentell ermittelten Ergebnisse. Größere Abweichungen zwischen Messung und Rechnung sind teilweise bei minoren Aktiniden ( Am, Cm, Cf) festzustellen, die als Ergebnis einer Vielzahl von Einfang- und Zerfallsprozessen erst bei höheren Abbränden entstehen. Aufgrund der geringen absoluten Konzentrationen hat dies jedoch keinen relevanten Einfluss auf sicherheitstechnisch wichtige Parameter.

Aspekte des „Burnup-Credit“ bei der Lagerung abgebrannter Brennelemente wurden nicht beraten, da sich daraus keine sicherheitstechnischen Auswirkungen auf den Reaktorkern ergeben. Die Arbeitsgruppe weist jedoch darauf hin, dass diese Frage speziell bei der Mehrzonenlagerung von Relevanz sein kann und bei der Bestimmung des „Burnup-Credit“ die jeweiligen Auswirkungen auf das Nuklidinventar zu beachten sind.

- **Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen**

Die RSK stellt fest, dass das derzeit in der Genehmigungs- bzw. Aufsichtspraxis angewandte Konzept, für aktuelle Kernbeladungen zu zeigen, dass der in Form des Nachweisstandes gegebene Parameterrahmen eingehalten wird, dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

Die in den letzten Jahren eingesetzten höher angereicherten und höher abgebrannten Reaktorkerne zeigen eine größere Heterogenität und erhöhen damit die Anforderungen an die zu verwendenden Rechenprogramme [7] [12]. Diese Anforderungen sind von den Modellen und Rechenprogrammen durch eine kontinuierlich erfolgende Modellverfeinerung und Validierung erfüllt worden.

Die Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen auf die reaktorphysikalischen Kenngrößen werden im Folgenden anhand der in Abschnitt 4 aufgelisteten Einflüsse auf den verschiedenen Sicherheitsebenen diskutiert.

### **Einfluss auf das Betriebsverhalten (Sicherheitsebene 1)**

Die Einflüsse fortgeschrittener Kernbeladungen auf das Betriebsverhalten (Regelverhalten, nuklearthermohydraulische Stabilität beim SWR sowie die kurz- und langfristige Abschaltbarkeit) resultieren aus den im Abschnitt 4 dargestellten reaktorphysikalischen Auswirkungen (A1, A3, A4, A5, A6) und werden im Rahmen der Auslegungsrechnungen quantifiziert sowie kontinuierlich betriebsbegleitend (bzw. hinsichtlich der Stabilität beim SWR punktuell) durch Messung überprüft. Hinweise auf nachteilige Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen auf die Genauigkeit der Ergebnisse dieser Kernauslegungsrechnungen liegen nicht vor [9-13]. Auf Basis der messtechnischen Überprüfungen abzuleitende Unsicherheitsbandbreiten in den Kenngrößen sind jeweils gemäß dem aktuellen Stand zu berücksichtigen.

Falls im Rahmen einer Validierung, beispielsweise durch physikalische Messungen in der Anlage, z. B. beim Anfahren nach einem Brennelementwechsel, sicherheitstechnisch bedeutsame Abweichungen gegenüber den Vorausberechnungen auftreten, muss nach Meinung der RSK eine Klärung der Ursachen erfolgen. In den Prüfanweisungen für die physikalischen Versuche sollten nach Meinung der RSK Kriterien für die

Erreichung der Prüfziele und für gegebenenfalls einzuleitende Maßnahmen bei Feststellung von sicherheitstechnisch relevanten Diskrepanzen festgelegt werden.

Nach Auffassung der RSK sollten zur Ergänzung der bisher durchgeführten Standard- und Sondermessungen auch bei weiteren Fortentwicklungen der Kerne ergänzende Messprogramme durchgeführt werden. Diese Messungen dienen der Validierung der Rechenprogramme, die in diesen Fällen eingesetzt werden. Hierzu sollten technische und administrative Verfahrensweisen vorgesehen werden, die es ermöglichen, derartige Sondermessungen (z. B. zur Bestimmung von Reaktivitätsbilanzen und Abschaltreaktivitäten insbesondere im kalten Zustand) unter Berücksichtigung der betrieblichen Gegebenheiten (z. B. bei Anlagenstillständen), kurzfristig durchzuführen.

### **Einfluss auf Transienten (Sicherheitsebene 2)**

Die Einflüsse fortgeschrittener Kernbeladungen auf Transienten (Reaktivitätsdynamik, die Wirksamkeit der Begrenzungseinrichtungen sowie die kurz- und langfristige Abschaltbarkeit) resultieren aus den in Abschnitt 4 dargestellten reaktorphysikalischen Auswirkungen A1 bis A6.

Diese Einflüsse werden im Rahmen der Auslegungsrechnungen quantifiziert und die Quantifizierungen werden punktuell betriebsbegleitend durch Messung und Nachrechnung von Betriebstransienten überprüft. Hinweise auf nachteilige Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen auf die Genauigkeit der Ergebnisse der Transientenanalysen haben sich nicht ergeben.

Nach Meinung der RSK sollten zur Erweiterung der Basis der Validierung der Rechenprogramme messtechnisch gut erfasste und geeignete Betriebstransienten mittels Nachrechnung analysiert werden.

### **Einfluss auf das Störfallverhalten (Sicherheitsebene 3)**

Die Einflüsse fortgeschrittener Kernbeladungen auf das Störfallverhalten bzw. auf die Wirksamkeit von Maßnahmen bei Störfällen (Reaktivitätsdynamik, die kurz- und langfristige Abschaltbarkeit, das Aktivitätsinventar und die Nachzerfallswärme) resultieren aus den in Abschnitt 4 dargestellten reaktorphysikalischen Auswirkungen A1 bis A7.

Hinsichtlich der Auswirkungen, die einer direkten messtechnischen Überprüfung zugänglich sind (insbesondere die Auswirkungen A5, A6 und A7), gilt auch hier, dass keine Hinweise auf nachteilige Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen auf die Genauigkeit der Ergebnisse von Störfallanalysen vorliegen.

Hinsichtlich der Auswirkungen, die einer messtechnischen Überprüfung nicht oder nur indirekt zugänglich sind (dies sind insbesondere die störfallbedingten dynamischen Auswirkungen A1 bis A4), werden gegenwärtig Unsicherheiten durch konservative Wahl von Parameter abgedeckt. Aus Nachrechnungen aufgetretener Transienten ergeben sich keine Hinweise auf nachteilige Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen. Vorhandene Methoden zur systematischen Behandlung von Unsicherheiten sind zur praktischen Anwendung bei Analysen zur Sicherheitsebene 3 weiterzuentwickeln und zu qualifizieren.

Auch zukünftig sollten die Möglichkeiten zur Qualifizierung der Codes für Analysen zur Sicherheitsebene 3 an Hand von Nachrechnungen von Betriebstransienten und von internationalen Benchmarkaufgaben genutzt werden.

#### **Einfluss auf ATWS (Sicherheitsebene 4a)**

Die Einflüsse fortgeschrittener Kernbeladungen auf ATWS-Abläufe resultieren vorrangig aus den in Abschnitt 4 dargestellten reaktorphysikalischen Auswirkungen A3, A4 und A5. Insbesondere sind, sofern bei der Analyse von ATWS punktkinetische Modelle verwendet werden, die Reaktivitätskoeffizienten der Void-, Doppler-, Kühlmitteltemperatur- (einschließlich Spektral-) und Kühlmitteldichte-Rückwirkung (A3) wesentliche Größen.

Unsicherheiten in der Modellierung der transienten Reaktivitätsrückwirkungen bei ATWS (insbesondere Spektralkoeffizient und Voidrückwirkungen) werden gegenwärtig durch eine konservative Wahl der Parameter abgedeckt.

Hinsichtlich des Spektralkoeffizienten ist nach Meinung der RSK das von FANP vorgestellte und im Sachstand dargestellte Verfahren geeignet, für einen konkreten Reaktorkern diesen Koeffizienten zu bestimmen. Zur Abdeckung von Unsicherheiten sollte ein geeigneter Zuschlag berücksichtigt werden. Als Maß für die Unsicherheiten sollten die Abweichungen der Ergebnisse der verschiedenen Programmsysteme herangezogen werden. Es wäre zudem wünschenswert, die prinzipiell als geeignet angesehene Leistungswichtung bei der Bestimmung des kernweiten Spektralkoeffizienten beispielhaft anhand von Neutronentransportrechnungen (z. B. Monte-Carlo-Analysen) für einen konkreten Reaktorkern zu überprüfen.

Qualitativ ist festzustellen, dass die Erhöhung der Abbrände sowie die Einführung von MOX-Brennelementen zu einem steileren Verlauf der zyklusspezifischen Void-Kurven und damit bei ATWS zu günstigeren Reaktivitätsrückwirkungen geführt haben.

Die in der Folge der Stellungnahme der RSK zum Nachweis der Beherrschung von ATWS gestellten Fragen zur Zuverlässigkeit und Validierung von Rechenprogrammen, zum Spektralkoeffizienten und zu Veränderungen von Voidkurven sind damit beantwortet.

## **6 Zusammenfassung und Empfehlungen**

Die Beratungen der Arbeitsgruppe bezogen sich auf fortgeschrittene Kernbeladungen gemäß Kapitel 5.

Die Arbeitsgruppe ging dem Beratungsauftrag entsprechend auf die folgenden Punkte ein:

- Sicherheitstechnische Einflüsse der sich durch höhere Abbrände verändernden Reaktivitätskenngrößen auf das Betriebs- und Störfallverhalten.
- Vorgehensweise bei der quantitativen Bestimmung und der Verifikation der sich ggf. verändernden Reaktivitätskenngrößen.

- Berücksichtigung derartiger Auswirkungen in den sicherheitstechnischen Nachweisen.

Weiterhin wurden die in Zusammenhang mit der ATWS-Stellungnahme der RSK stehenden Fragen beantwortet.

Die RSK stellt fest, dass das derzeit in der Genehmigungs- bzw. Aufsichtspraxis angewandte Konzept, für aktuelle Kernbeladungen zu zeigen, dass der in Form des Nachweisstandes gegebene Parameterrahmen eingehalten wird, dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

Hinweise auf nachteilige Auswirkungen fortgeschrittener Kernbeladungen auf die Genauigkeit der Ergebnisse von Analysen für die Sicherheitsebenen 1 bis 4a liegen nicht vor.

Aus den Diskussionen leitet die RSK die folgenden Empfehlungen ab:

- Falls im Rahmen einer Validierung, beispielsweise durch reaktorphysikalische Messungen in der Anlage, z. B. beim Anfahren nach einem Brennelementwechsel, sicherheitstechnisch bedeutsame Abweichungen gegenüber den Vorausberechnungen auftreten, soll eine Klärung der Ursachen erfolgen. In den Prüfanweisungen für die Versuche sind Kriterien für das Erreichen der Prüfziele und für ggf. einzuleitende Maßnahmen bei Feststellung von sicherheitstechnisch relevanten Diskrepanzen festzulegen.
- Zur Ergänzung der bisher durchgeführten Standard- und Sondermessungen sind auch bei weiteren Fortentwicklungen der Kerne ergänzende Messprogramme durchzuführen. Diese Messungen dienen der Validierung der Rechenprogramme, die in diesen Fällen eingesetzt werden. Hierzu sind technische und administrative Verfahrensweisen vorzusehen, die es ermöglichen, derartige Sondermessungen (z. B. zur Bestimmung von Reaktivitätsbilanzen und Abschaltreaktivitäten insbesondere im kalten Zustand) unter Berücksichtigung der betrieblichen Gegebenheiten (z. B. bei Anlagenstillständen), kurzfristig durchzuführen.
- Zur Erweiterung der Basis der Validierung der Rechenprogramme sind messtechnisch gut erfasste und geeignete Betriebstransienten mittels Nachrechnung zu analysieren.
- Vorhandene Methoden zur systematischen Behandlung von Unsicherheiten sind zur praktischen Anwendung bei Analysen zur Sicherheitsebene 3 weiterzuentwickeln und zu qualifizieren. Die Möglichkeiten zur Qualifizierung der Codes für Analysen zur Sicherheitsebene 3 an Hand von Nachrechnungen von Betriebstransienten und von internationalen Benchmarkaufgaben sind auch zukünftig zu nutzen.
- Hinsichtlich des Spektralkoeffizienten ist das von FANP vorgestellte und im Sachstand dargestellte Verfahren geeignet, für einen konkreten Reaktorkern diesen Koeffizienten zu bestimmen. Zur Abdeckung von Unsicherheiten ist ein geeigneter Zuschlag zu berücksichtigen. Als Maß für die Unsicherheiten sind die Abweichungen der Ergebnisse der verschiedenen Programmsysteme heranzuziehen.



## **Beratungsunterlagen**

- [1] Anlage 3 zum Ergebnisprotokoll der 372. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 27.05.2004  
Sicherheitsaspekte des Einsatzes hochabgebrannter Brennelemente im bestimmungsgemäßen Betrieb, unter Kühlmittelverlust-(KMV-) sowie unter Reaktivitätsstörfall-(RIA)Bedingungen  
Schriftlicher Bericht des Ausschusses REAKTORBETRIEB
  
- [2] E.Grauf  
Arbeitsvorlage für die erste Sitzung der AG Reaktorphysik („Kernauslegung bei Hochabbrand“)  
Auswirkungen auf die Auslegung von Reaktorkernen sowie das Betriebs-, Transienten- und Störfallverhalten  
Tischvorlage
  
- [3] ARIANE international Programme  
a brief summary by Hans-Dieter Berger/FGTD  
Framatome ANP GmbH/AREVA  
Folienkopien
  
- [4] REBUS International Programme  
a brief summary by Hans-Dieter Berger/FGTD  
Framatome ANP GmbH/AREVA  
Folienkopien
  
- [5] LWR PROTEUS Phase II Programme  
a brief summary by Hans-Dieter Berger/FGTD  
Framatome ANP GmbH/AREVA  
Folienkopien
  
- [6] Berechnung der Nuklidinventare für hohe Abbrände am Beispiel von DWR-Brennelementen  
S. Langenbuch, W. Zwermann, GRS  
2. Sitzung der AG Reaktorphysik, 2. März 2005, Garching  
Folienkopien

- [7] Betriebliche Verifikation und begleitende Messungen im DWR  
Framatome ANP GmbH  
07. April 2005- RSK-Sitzung Arbeitsgruppe 1  
Folienkopien
- [8] Verwendung verschiedener WQS-Bibliotheken für Transiententechnungen  
U. Rohde, U. Grundmann, S. Kliem, R. Koch, S. Mittag, J. Semmrich  
3. Sitzung der AG Reaktorphysik, 07.04.2005  
Forschungszentrum Rossendorf, Institut für Sicherheitsforschung  
Folienkopien
- [9] Framatome ANP  
Prinzip der sicherheitstechnischen Nachweisführung  
Dr. Günther Gerth  
RSK AG Reaktorphysik, Bonn, 04. Mai 2005, Folienkopien
- [10] RWE Power  
Kernkraftwerk Gundremmingen KRB  
Entwicklung der Kernausslegung im SWR am Beispiel von Gundremmingen  
Dr. Mathias Schrader  
RSK AG Reaktorphysik, Bonn, 04. Mai 2005, Folienkopien
- [11] EnBW  
Kernkraftwerk Neckarwestheim GKN  
Entwicklung der Kernausslegung in DWR am Beispiel von GKN II  
Dr. H.G. Johann, Th. Lamprecht  
RSK AG Reaktorphysik, Bonn, 04. Mai 2005, Folienkopien
- [12] Betriebsbegleitende Rechnungen und Messungen bei den DWR-Anlagen GKN I  
und KKP 2  
A. Verst, U. Schmidt, I. Brestrich  
TÜV Energie- und Systemtechnik GmbH Baden-Württemberg, TÜV Süd Gruppe  
Folienkopien, 10. Juni 2005
- [13] Reaktorphysikalische Rechnungen des TÜV im Rahmen der Begutachtung von  
Kernnachladungen und der Betriebsverfolgung am Beispiel KKI 2  
Matthias Nuding  
TÜV Industrie Service GmbH, TÜV Süd Gruppe  
Folienkopien, 10. Juni 2005
- [14] Spektralkoeffizient der Reaktivität  
Interpretation und Nachweisführung

Hans-Dieter Berger/FGTD, Framatome ANP  
Folienkopien

- [15] Validierung der Kernausslegungsprogramme für SWR am Beispiel von Gundremmingen  
B. Keck; RWE NUKEM GmbH, Bereich NIS Ingenieure, 02.08.2005  
Folienkopien
  
- [16] DWR-Kerntransientenanalyse mit dem 3-dimensionalen Kernsimulator PANBOX  
Klaus Kühnel (Framatome ANP, Erlangen, FGTT) 02.08.2005  
Folienkopien
  
- [17] Anwendung von Unsicherheitsanalysen für Transienten  
S. Langenbuch, GRS, Garching, 11. Oktober 2005, Folienkopien
  
- [18] S. Kliem, S. Langenbuch, F.-P. Weiß  
Uncertainty analyses of coupled thermal hydraulic/neutron kinetic code calculations  
Manuskript, Jahrestagung der Kerntechnischen Gesellschaft 2005
  
- [19] R. Donderer  
Fragen zur rechnerischen Bestimmung des Spektral-Koeffizienten  
RSK AG Reaktorphysik; 10.10.2005