



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Empfehlungen der Reaktor- Sicherheitskommission (RSK) 1984 – 1986 (Band 6)

Zusammengestellt
von der RSK-Geschäftsstelle



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Empfehlungen der
Reaktor-
Sicherheitskommission (RSK)
1984 – 1986 (Band 6)

Zusammengestellt
von der RSK-Geschäftsstelle

GRS-65 (Oktober 1987)
ISBN 3-923875-15-0

VORWORT

Im Jahre 1958 wurde vom Bundesminister für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) berufen. Die RSK hat die Aufgabe, den zuständigen Bundesminister - seit 1986 ist dies der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit - in allen Fragen der Sicherheit und der Sicherung kerntechnischer Anlagen (Kernkraftwerke und Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs) zu beraten.

Die RSK besteht aus unabhängigen Experten verschiedener Fachgebiete. Ihre Beratungen sind vertraulich und nicht öffentlich. Die Ergebnisse ihrer Beratungen faßt die RSK in Empfehlungen an den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zusammen.

Seit der Neuberufung und Reorganisation der RSK im Jahre 1971 durch den damals zuständigen Bundesminister für Bildung und Wissenschaft werden die Empfehlungen im "Bundesanzeiger" (BAnz) veröffentlicht. Damit soll die Beratungstätigkeit transparent gestaltet und dem gestiegenen Informationsbedürfnis der Öffentlichkeit Rechnung getragen werden.

Die Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission gibt im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit die im Bundesanzeiger veröffentlichten Empfehlungen nochmals geschlossen in Berichtsform heraus.

Mit dem jetzt erschienenen Band liegen nunmehr sechs Bände vor:

- Band 1: IRS-A-9 (Dezember 1975)
Empfehlungen der RSK 1971 bis 1974 (68. bis 96. Sitzung)
Seiten: I-1 bis I-116 und II-1 bis II-23
Anhang A: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
Ausgabe 04.74
- Band 2: IRS-A-11 (August 1976)
Empfehlungen der RSK 1974 bis 1975 (97. bis 105. Sitzung)
Seiten: I-117 bis I-145
- Band 3: GRS-12 (August 1978)
Empfehlungen der RSK 1975 bis 1977 (106. bis 129. Sitzung)
Seiten: I-146 bis I-276 und II-24 bis II-25
- Band 4: GRS-33 (Juni 1981)
Empfehlungen der RSK 1978 bis 1980 (130. bis 161. Sitzung)
Seiten: I-277 bis I-309 und II-26
- Band 5: GRS-55 (Februar 1984)
Empfehlungen der RSK 1981 bis 1983 (162. bis 191. Sitzung)
Seiten: I-311 bis I-368, II-27 bis II-30 und III-1 bis III-22
- Band 6: GRS-65 (Oktober 1987)
Empfehlungen der RSK 1984 bis 1986 (192. bis 218. Sitzung)
Seiten: I-369 bis I-428 und II-31 bis II-34

PREFACE

In 1958, the Federal Minister of Atomic Energy and Water Management has established the Reactor Safety Commission (RSK). The RSK has to advise the Federal Minister responsible for all questions relating to safety and security in nuclear power plants and facilities of the nuclear fuel cycle. Since 1986 the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety has been responsible for this field.

The members of the RSK are independent experts of various special branches of science. Their meetings are confidential and not public. The RSK summarizes the results of their discussions into recommendations which are directed to the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety.

Since the reorganization of the RSK in 1971 by the then responsible Federal Minister of Education and Science, the recommendations are published in the "Bundesanzeiger" (BAnz). This makes the work of the RSK transparent for the public.

After publication of the recommendations in the Bundesanzeiger, the office of the RSK publishes them once more as a summary report by order of the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety.

The reports are divided generally into two parts: Part I contains the recommendations which are given by the RSK; part II contains the official notices concerning the RSK. There is also a subject index.

Six volumes have been published by now:

- Volume 1: IRS-A-9 (December 1975)
Recommendations of the RSK from 1971 to 1974 (68th to 96th meeting)
pages: I-1 to I-116 and II-1 to II-23
appendix A: RSK guide lines for PWR, edition 04.74
- Volume 2: IRS-A-11 (August 1976)
Recommendations of the RSK from 1974 to 1975 (97th to 105th meeting)
pages: I-117 to I-145
- Volume 3: GRS-12 (August 1978)
Recommendations of the RSK from 1975 to 1977 (106th to 129th meeting)
pages: I-146 to I-276 and II-24 to II-25
- Volume 4: GRS-33 (June 1981)
Recommendations of the RSK from 1978 to 1980 (130th to 161st meeting)
pages: I-277 to I-309 and II-26
- Volume 5: GRS-55 (February 1984)
Recommendations of the RSK from 1981 to 1983 (162nd to 191st meeting)
pages: I-311 to I-368, II-27 to II-30 and III-1 to III-22

Volume 6: GRS-65 (October 1987)
Recommendations of the RSK from 1984 to 1986
(192nd to 218th meeting)
pages: I-369 to I-428 and II-31 to II-34

I N H A L T

	Seite
I. Bekanntmachungen von Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)	
193. Sitzung am 22.2.1984 (BAnz. Nr. 94 vom 18.5.1984): Kernkraftwerk Biblis, Blöcke A und B; Ertüchtigungsmaßnahmen an den Frischdampf-Armaturenstationen	1-369
194. Sitzung am 21.3.1984 (BAnz. Nr. 104 vom 5.6.1984) :	
1. Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2); Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	1-370
2. Kernkraftwerk Grohnde (KWG); Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	1-374
3. 300 MWe-THTR-Prototyp-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300); Empfehlung zu den Inbetriebsetzungsversuchen und zum Leistungsversuchsbetrieb (2. Teilbetriebsgenehmigung)	1-379
4. RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren	1-381
196. Sitzung am 27.6.1984 (BAnz. Nr. 243 vom 29.12.1984) :	
ALKEM; Empfehlung zum Sicherheitskonzept und zu konzeptionellen Einzelfragen späterer Teilerrichtungsgenehmigungen	1-382
198. Sitzung am 17.10.1984 (BAnz. Nr. 26a vom 7.2.1985) :	
Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen; Empfehlung zum Standort, zum Sicherheitskonzept und zur ersten Teilerrichtungsgenehmigung	1-384
200. Sitzung am 19.12.1984 (BAnz. Nr. 56 vom 21.3.1985) :	
Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK); Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	1-401
202. Sitzung am 20.2.1985 (BAnz. Nr. 175 vom 19.9.1985) :	
1. Empfehlung der RSK zu Inbetriebnahme und Betrieb der Urananreicherungsanlage Gronau (UAG)	1-407

	Seite
2. Empfehlung der RSK zum Sicherheitskonzept der Reaktor-Brennelement Union, Werk 1 (RBU 1)	I-409
203. Sitzung am 24.4.1985 (BAnz. Nr. 125 vom 11.7.1985) : Forschungsreaktor BER II in Berlin; Umbau und Betrieb des Reaktors mit einer Leistung von 10 MW	I-411
209. Sitzung am 19.2.1986 (BAnz. Nr. 63 vom 4.4.1986) : Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300); Empfehlung zur Inbetriebnahme	I-412
210. Sitzung am 19.3.1986 (BAnz. Nr. 200 vom 25.10.1986) : Sicherheitskonzept der Brennelementfabrik der NUKEM GmbH / HOBEG mbH, Gebäude 4a / 4b	I-421
218. Sitzung am 17.12.1986 (BAnz. Nr. 52 vom 17.3.1987) : Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland	I-426
 II. Bekanntmachungen über die Reaktor-Sicherheitskommission	
Satzung der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission (Bekanntmachung vom 23. November 1984)	II-31
Zusammensetzung der Reaktor-Sicherheitskommission (Bekanntmachung vom 26. Februar 1986)	II-34
 Anhang: Stichwortverzeichnis zu Teil I	
1. Kernkraftwerke	A-1
2. Forschungsreaktoren	A-5
3. Anlagen des Brennstoffkreislaufs	A-6
4. Nicht projektgebundene Fragestellungen	A-8

I.

BEKANNTMACHUNGEN VON EMPFEHLUNGEN
DER REAKTOR-SICHERHEITSKOMMISSION (RSK)

I. BEKANNTMACHUNGEN VON EMPFEHLUNGEN DER REAKTOR-SICHERHEITSKOMMISSION (RSK)

Nach § 11 Abs. 3 der Satzung der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission in der Fassung vom 5. November 1984 (BAnz. Nr. 220 vom 23. November 1984) werden die Empfehlungen der RSK im Bundesanzeiger (BAnz) veröffentlicht. Als Ergebnisse der 192. bis 218. Sitzung werden nachstehende Empfehlungen bekanntgegeben:

192. Sitzung am 25.1.1984

In dieser Sitzung wurde keine Empfehlung verabschiedet.

193. Sitzung am 22.2.1984

BAnz. Nr. 94 vom 18.5.1984

Kernkraftwerk Biblis, Blöcke A und B Ertüchtigungsmaßnahmen an den Frischdampf-Armaturenstationen

Die RSK berät auf ihrer 193. Sitzung am 22. Februar 1984 über die vom Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerk AG (RWE) für das Jahr 1985 beantragten Ertüchtigungsmaßnahmen an den Frischdampf-Armaturenstationen des Kernkraftwerks Biblis, Blöcke A und B, durch die die in den Betriebsgenehmigungen ausgesprochenen Auflagen erfüllt werden sollen.

Hierzu wird die RSK vom Anlagenlieferer, Betreiber und Sachverständigen über die vorgesehene teilweise Umrüstung der Frischdampfleitungen, der Verbindungsleitungen und der Frischdampf-Armaturen wie Ersatz der Frischdampf-Schnellschlußschieber durch Frischdampf-Schnellschlußventile und Einbau zusätzlicher 15%-Sicherheitsventile einschließlich zugehöriger Absperrventile informiert. Die neuen Rohrleitungen und Armaturengehäuse werden nach den Grundsätzen der Basissicherheit gefertigt.

Nach eingehender Beratung sieht die RSK in der Ertüchtigung der Frischdampf-Armaturenstationen eine weitere bedeutende Maßnahme, die Möglichkeit einer Aktivitätsabgabe bei einem Dampferzeugerheizrohrschaden noch weiter zu verringern. Dies geschieht dadurch, daß infolge der Ertüchtigung ein großer Bruch in den Frischdampfleitungen zwischen Sicherheitsbehälter und den jeweils ersten Absperrarmaturen ausgeschlossen werden kann. Weiterhin kann ein Ansprechen und somit auch die Möglichkeit des Offenbleibens der vorhandenen 100% Sicherheitsventile bei Auslegungstorfällen verhindert werden.

Um im Falle eines kleinen Lecks im Primärkühlmittelkreislauf die Zuverlässigkeit und Flexibilität beim sekundärseitigen Abfahren über den gesamten Druckbereich mit dem Gradienten 100 K/h weiter zu erhöhen, hält die RSK die Realisierung der Handansteuerbarkeit der 15%-Sicherheitsventile von der Warte für erforderlich.

Die RSK empfiehlt weiterhin die Errichtung eines Leckageüberwachungssystems in den Frischdampf-Armaturenstationen, welche die schon bisher während jeder Schicht stattfindende Inspektionsbegehung der Anlage einschließlich der Armaturenstationen, auch hinsichtlich der Detektion möglicher Leckagen, ergänzt.

Die RSK geht davon aus, daß an den Frischdampfleitungen und den Frischdampf-Armaturenstationen bis zur Umrüstung im Jahre 1985 wiederkehrende Prüfungen unter Anwendung zerstörungsfreier Verfahren vorgenommen werden und hat somit keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen den Weiterbetrieb der Anlage Kernkraftwerk Biblis, Blöcke A und B. In der Zeit danach sind die wiederkehrenden Prüfungen an den Frischdampfleitungen in angemessenem Umfang weiterzuführen.

194. Sitzung am 21.3.1984

BAnz. Nr. 104 vom 5.6.1984

1. Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2) - Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb

Einleitung

Die Kernkraftwerk Philippsburg GmbH (KKP) hat am Standort Philippsburg einen Kraftwerksblock KKP 2 mit einem Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Bruttoleistung bei Frischwasserkühlung von ca. 1300 MW errichtet. Der Standort liegt neben dem seit dem Jahre 1979 in Betrieb befindlichen Siedewasserreaktor KKP 1 in der Gemarkung Philippsburg im Landkreis Karlsruhe. Planung, Bau und Inbetriebnahme der gesamten Anlage wurden bzw. werden im Auftrage der KKP von der Kraftwerk Union AG durchgeführt.

Die Anlage entspricht in ihrer Konzeption und Auslegung den in der Bundesrepublik Deutschland genehmigten und erstellten Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren unter Berücksichtigung oder singemäßiger Anwendung neuer Leitlinien, Richtlinien und Regeln.

Die RSK beurteilte in ihrer 119. Sitzung am 15. Dezember 1978 den Standort Philippsburg als geeignet für die Errichtung eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor des vorgesehenen Typs, stimmte dem Sicherheitskonzept zu und erhob keine Einwände gegen die Erteilung der 1. Teilerrichtungs-genehmigung.

Danach fanden in Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse weitere Beratungen sowohl allgemein zum Sicherheitskonzept von Druckwasserreaktoren als auch zu speziellen Fragen des Kernkraftwerkes Philippsburg 2 statt. Dabei wurde die Anlage von verschiedenen Ausschüssen besichtigt. In ihrer 194. Sitzung am 21. 3. 1984 beriet die RSK über die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes Philippsburg 2.

Außerdem beriet der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK in seiner 56. Sitzung am 8./9. November 1983 und 58. Sitzung am 26./27. Januar 1984 über die Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb des Kernkraftwerkes Philippsburg 2.

Die Beratungsergebnisse der RSK und des Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK sind die folgenden:

1 Sicherheitskonzept

Der Errichtung des Kernkraftwerkes Philippsburg 2 sind die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1. Ausgabe, April 1974, zugrundegelegt.

Ein Vergleich der ausgeführten Anlage Philippsburg 2 mit den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (RSK-LL DWR), 3. Ausgabe, Oktober 1981, zeigt, daß keine Abweichungen zu deren Sicherheitsanforderungen zu erkennen sind, die für die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes zu Bedenken Anlaß geben.

Im einzelnen wird folgendes festgestellt:

1.1 Qualität der Druckführenden Umschließung und des Sicherheitsbehälters

Der Reaktor-druckbehälter ist aus dem Stahl 22 NiMoCr37 gefertigt. Dabei wurden nur solche Schmelzen verwendet, bei denen die in Untersuchungen zur Vermeidung von Relaxationsversprodnung und Relaxationsrißbildung ermittelten Grenzwerte über chemischen Schmelzanalyse keine unzulässigen Überschreitungen aufweisen. An Arbeitsproben durchgeführte Tangentialschliffuntersuchungen bestätigen und zeigen damit, daß der verwendete Werkstoff dem Stand der Technik entspricht.

Bei der Spannungs- und Ermüdungsanalyse ergaben sich für den Reaktor-druckbehälter Werte, die unter den spezifizierten zulässigen Werten liegen. Die analytisch ermittelten Spannungen wurden durch Dehnungsmessungen bei der Erstdruckprüfung mit guter Übereinstimmung bestätigt.

Die Basisprüfung des Reaktor-druckbehälters wurde mit dem Ultraschall-Prüfungs-Manipulatorsystem durchgeführt. Die Anfahrgerinnigkeit an einem vorgegebenen Prüfpunkt in Umfangs- und Höhenlagen beträgt etwa 5 mm. Durch den Erfahrungsrückfluß aus den Basisprüfungen und den wiederkehrenden zerstörungsfreien Ultraschallprüfungen in anderen Anlagen konnte die Prüfpfndlichkeit weiter verbessert werden. Bei der Basisprüfung des Reaktor-druckbehälters Philippsburg 2 traten keine Beanstandungen auf.

Die vier Dampferzeuger sind aus dem Stahl 22 NiMoCr37 und 20 MnMoNi 55 gefertigt. Für die Herstellung der Meßstützen NW 100 mm wurde der Stahl 15 Mo3 verwendet. Die Dampferzeuger-Heizrohre bestehen aus dem Werkstoff Incoloy 800.

Als Werkstoff für den Druckhalter wurde der Stahl 20 MnMoNi 55 eingesetzt.

Die Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen sind aus dem Stahl 20 MnMoNi 55 geschmiedet.

Die aus ferritischem Stahl bestehenden Rohrleitungen und Komponenten der Druckführenden Umschließung sind an der primärkühlmittelleitungsseitigen Seite mehrlagig schweißplattiert. Die Auslegung wurde nach den Regelwerken TRD, AD, DIN, ASME-CODE Section III vorgenommen. Die Rohrleitungen und Komponenten erreichen einen Qualitätsstand, der den Anforderungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Kapitel 4.1 und der KTA-Regel 3201 entspricht.

Die Hauptkühlmittelleitung wurde aus nahtlosen Erzeugnisformen aus dem Werkstoff 20 MnMoNi 55 hergestellt. Die Nennweite beträgt 750 mm und die Bögen haben einen Biegeradius von 1125 mm ($R = 1,5 D$). Die Hauptkühlmittelleitungen enthalten 24 Werks- und 40 Baustellenschweißnähte. Die Werksnähte und die auf der Baustelle gefertigten Komponentenschweißnähte wurden von Hand gegenplattiert. Die auf der Baustelle geschweißten Rohrdrühte wurden mittels mechanisierter Schweißverfahren gegenplattiert. Die Qualität der Werks- und Baustellennähte ist auch im Hinblick auf die Prüfbarkeit als gleichwertig hoch anzusehen.

Ausschlagsicherungen sind an den Hauptkühlmittelleitungen, welche nach den Gesichtspunkten der Basis-sicherheit gemäß RSK-Leitlinien konzipiert sind, aufgrund der Beratungen der RSK in den Jahren 1981 und 1982 nicht eingebaut worden, da auch für die Hauptkühlmittelleitungen des Kernkraftwerkes Philippsburg 2 die zu unterstellenden Leckagen und Brüche des Kapitels 21.1 der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe 10/81, zugrundegelegt werden können.

Die austenitischen Anschlußleitungen an die Hauptkühlmittelleitungen sind ebenfalls nach den Gesichtspunkten der Basis-sicherheit gemäß RSK-Leitlinien konzipiert.

Der Sicherheitsbehälter wurde aus dem auch bei zukünftigen Anlagen zum Einsatz kommenden Stahl 15 MnNi 63 gefertigt. Das Zähigkeitskonzept wird sowohl im Grundwerkstoff als auch im Schweißgut und in der Wärmeeinflußzone eingehalten. Alle Schweißnähte sind bleibend beschliffen. Es wurde eine gute Formhaltigkeit bei nur geringem Kantensversatz erreicht. Die Dehnungsmessung an den Stützen bestätigte die durchgeführte Stützenoptimierung.

1.2 Qualität der Äußeren Systeme

Die Komponenten erfüllen die Anforderungen der Rahmenspezifikation Basis-sicherheit hinsichtlich der ausgeführten Konstruktion, Berechnung, Werkstoffwahl, Fertigung und Prüfung. Dies gilt sowohl für die Druckbehälter wie Speiswasserbehälter, Hochdruckvorwärmer, Hochdruckkühler, Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer, Pumpen und die aus dem austenitischen Stahl 1.4350 hergestellten Druckspeicher und Abblasebehälter als auch für die Frischdampf- und Speiswasserleitungen mit den zugehörigen Armaturen und sonstigen Leitungsteilen.

1.3 Qualitätsabweichungen bei der Fertigung

Die RSK wurde vom Anlagenlieferer und Sachverständigen über Qualitätsabweichungen bei der Fertigung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters und über die jeweils hier bei getroffenen Maßnahmen unterrichtet. Die Qualitätsabweichungen wurden oder werden beseitigt bzw. deren Zulässigkeit wurde der RSK nachgewiesen.

1.4 Plan für wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen

Die RSK wird sich weiterhin vor dem Termin der ersten wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfung mit dem Plan für die wiederkehrenden Prüfungen an den Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung befassen. In diesem Plan soll durch flexible Wahl des Prüfumfanges der vorliegenden basisicheren Qualität Rechnung getragen werden.

1.5 Leckratenprüfungen

Die erste Bestimmung der integralen Leckrate des Reaktorsicherheitsbehälters in ansteigenden Druckstufen bis zum Auslegungsdruck wurde nach den Festlegungen der KTA-Regel 3405, Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters nach der Absolutdruckmethode, durchgeführt. Die RSK stellte fest, daß auch bei Einbeziehung der am Sicherheitsbehälter angeschlossenen Systeme, die gemessene Leckrate weit unter der zulässigen liegt.

1.6 Lüftungsanlagen

Die Lüftungsanlagen von KKP2 sind auf der Grundlage der 2. Ausgabe der RSK-LL DWR begutachtet und mit Auflagen genehmigt worden. Durch folgende weitere Nachrüstung und Erleichterung ist eine Erfüllung der Anforderungen der RSK-Leitlinien, 3. Ausgabe, von den errichteten Lüftungsanlagen angestrebt worden:

- Erhöhung der Spülluftmenge für den Sicherheitsbehälter,
- Erweiterung der Unterdruckhalteanlage zur Raumgruppenabsaugung des Reaktorhilfsanlagengebäudes oder des Reaktorgebäudeinganges mit Möglichkeit der Abgabe über Schwabestoff- und Jodfilter,
- Sicherstellung der Ringraumabsaugung durch zweisträngige erdbebenfeste Auslegung dieser Einrichtungen innerhalb des Reaktorgebäudeinganges,
- Einrichtung einer Jodfilteranlage für die Absaugung des heißen Labors.

Hierzu stellt die RSK fest, daß die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens vorgenommenen Systemmodifizierungen zweckmäßig waren, da sie sowohl zu Verbesserungen beim Arbeitsschutz z. B. bei Wartungsarbeiten im Sicherheitsbehälter führen als auch bei Störfällen und im bestimmungsgemäßen Betrieb die Emissionen in die Umgebung über den Fortluftkamin reduzieren.

1.7 Aktivitätsüberwachung

Auf Empfehlung der RSK wurde nach den Erfahrungen aus dem TMI-Störfall in die Abgabeleitung des Gebäudeentwässerungssystems zu den Abwassersammelbehältern im Reaktorhilfsanlagengebäude eine Aktivitätsmeßstelle eingebaut. Bei Grenzwertüberschreitung gibt ein Signal auf der Warte den Befehl zum Abschalten der Gebäudeentwässerungspumpen. Zusätzlich ist durch Zwischenschalten eines Zeitgliedes (2 min) ein langzeitiges falsches Überpumpen ausgeschlossen.

Die RSK befürwortet diese Maßnahmen, da sie verhindern, daß nach einem Kühlmittelverluststörfall bei nicht oder verzögertem Erreichen der Ansprechgrenzwerte für den Gebäudeabschluß größere Mengen radioaktiven Sumpfwassers aus dem Sicherheitsbehälter in die Abwassersammelbehälter im Reaktorhilfsanlagengebäude gelangen.

1.8 Maßnahmen zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration

Entsprechend einer Empfehlung der RSK wurden die Anforderungen zur Verhinderung des Aufbaus einer unzulässigen Wasserstoffkonzentration nach einem Kühlmittelverluststörfall auch an das in der Errichtung befindliche KKW Philippsburg 2 gestellt.

Hierzu wurde zur Bestimmung der örtlichen und zeitlichen Verteilung der Wasserstoffkonzentration im Reaktorsicherheitsbehälter ein H₂-Überwachungssystem installiert. Über 13 örtlich getrennte Meßstellen in verschiedenen Höhen der Kuppel des Sicherheitsbehälters können Proben aus dem Sicherheitsbehälter entnommen und automatisch analysiert werden.

Um lokale Überschreitungen zulässiger H₂-Konzentrationen zu vermeiden, wurde innerhalb des Sicherheitsbehälters ein stoffalleitendes Durchmischungssystem aus vier voneinander getrennten Lüftungsleitungen mit je einem Gebläse installiert. Die Luftmengen werden aus dem Kuppelraum und hinter dem Trümmerschutzzylinder abgesaugt und zur Vermischung oberhalb des Sumpfes in die Dampferzeugerräume und den Druckhalterraum eingeblasen.

Zur Vermeidung unzulässiger Konzentrationen wird der freigesetzte Wasserstoff in einem Wasserstoffabbausystem rekombiniert, welches in den Rekombinationsteil des Abgassystems integriert ist. Dazu erhielt das Abgassystem einen zusätzlichen vergrößerten Rekombinator und einen dritten Wasserringkompressor.

Die RSK hält die realisierten Maßnahmen für ausreichend, sowohl zuverlässig eine repräsentative Aussage über die Wasserstoffverteilung zu ermöglichen als auch zu allen Zeitpunkten nach einem Kühlmittelverluststörfall die lokale und integrale Wasserstoffkonzentration unterhalb der Zündgrenze zu halten.

1.9 Absperrung der Druckspeicher bei mittleren und kleinen Lecks

Das Druckspeicher-Einspeisesystem der Anlagen 'ab Grafenheinfeld ist viersträngig mit insgesamt acht Druckspeichern aufgebaut, von denen vier in die heißen, die anderen vier in die kalten Einspeiseleitungen des Not- und Nachkühlsystems eingebunden sind. Jedem Druckspeicher ist eine Rückschlagarmatur zugeordnet, die über einen Motorantrieb - z. B. beim Übergang in den bestimmungsgemäßen Betrieb des nuklearen Nachkühlsystems - absperrbar ist.

Mit der eigentlichen Aufgabe der Druckspeicher, die Kernflutung bei großen Lecks sicherzustellen, kann sich aber bei kleinen Leckgrößen und bestimmten Störfallverläufen eine ungünstige Betriebsweise bei niedrigen Drücken infolge ungewollten Eintrags des Polstergases aus den Druckspeichern in den Primärkreislauf ergeben.

Um in diesem Fall ein Eindringen nennenswerter Gasmengen in den Primärkreislauf sicher zu verhindern, werden die Druckspeicher nach folgenden Kriterien abgesperrt:

- kaltseitig einspeisende Druckspeicher
Zeitspanne nach Störfalleintritt
- heißseitig einspeisende Druckspeicher
Füllstand im Druckspeicher (wobei die Rückschlagarmaturen so lange offengehalten werden, wie die Druckspeicher gemäß Störfallanalyse benötigt werden)

Bei der Prüfung hat sich die RSK davon überzeugt, daß es

- keine Systemzustände gibt, bei denen Druckspeicher abgesperrt sind, obwohl sie zur Kernflutung benötigt werden,
- keine Ereigniskombinationen denkbar sind, bei denen durch die Absperrung die Kühlbedingungen nennenswert verschlechtert werden.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die vorgesehene Maßnahme der Absperrung der Druckspeicher

1.10 Stellungsüberwachung von Handarmaturen

Die Stellungsüberwachung sicherheitstechnisch relevanter Handarmaturen in der Nachkühlkette sowie im Notspeise- und Zusatzboriersystem wird wie folgt vorgenommen:

- Ausrüstung der Handarmaturen mit einer Schlüsselicherung, bei der sich der Schlüssel nur in der sicherheitstechnisch erforderlichen (richtigen) Stellung abziehen läßt
- Überprüfung der Vollständigkeit der Schlüssel auf der Warte durch das Schichtpersonal.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß auf diese Weise alle Handarmaturen überwacht sind, bei deren Fehlstellung die Funktion des Systems gefährdet ist.

Damit ermöglichen diese Maßnahmen eine eindeutige Information des Wartepersonals über die Funktionsbereitschaft der angesprochenen Systeme.

1.11 Fahrweise der Anlage beim Dampferzeuger-Heizrohrbruch

Die RSK befaßte sich eingehend mit den Maßnahmen zur Beherrschung von Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen. Dabei beriet sie u. a. über

- die automatischen Maßnahmen u. a. zur Leistungsabsenkung und zum Abschalten des Reaktors,
- Die Möglichkeiten der Detektierung des defekten Dampferzeugers,
- die Isolierung des defekten Dampferzeugers,
- das Vorgehen beim Abfahren der Anlagen

Es ergeben sich unterschiedliche Störfallabläufe, abhängig davon, ob

- die Notkühlkriterien erreicht werden,
- die Hauptkühlmittelpumpen laufen,
- der Kondensator als Wärmesenke zur Verfügung steht.

Das Störfallbeherrschungskonzept zielt darauf ab, durch automatische Maßnahmen die Anlage in einen Zustand zu bringen, bei dem der Aktivitätsübertritt auf die Sekundärseite des defekten Dampferzeugers praktisch beendet ist, die Energieabfuhr gesichert ist und das Kühlmittelinventar gehalten wird. Dann besteht ausreichend Zeit für den Operateur, den defekten Dampferzeuger zu identifizieren und schließlich die Anlage abzufahren.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß der Umfang der automatischen ablaufenden Maßnahmen zur Störfallbeherrschung sinnvoll ist. Sie stellt fest, daß dem Operateur zuverlässige Informationen zur Detektierung des defekten Dampferzeugers vorliegen. Weiterhin stehen dem Operateur je nach Störfallablauf unterschiedliche Sicherheitsgefährdungen zur Verfügung, aufgrund derer er gezielt eine oder mehrere der folgenden Maßnahmen durchführen kann:

- Isolierung des defekten Dampferzeugers,
- Hochsetzen der Ansprechdrücke des Abblaseregelventils und des Frischdampf-Sicherheitsventils (einschließlich der zugehörigen Vorabsperrarmaturen) in den Fällen, in denen die Hauptkühlmittelpumpen nicht laufen (Aufwärmespanne zunächst relativ hoch),
- Abschaltung der Sicherheitseinspeisepumpen im weiteren Störfallverlauf, wenn zuvor die Notkühlkriterien erreicht wurden (d. h. dem Operateur liegen klare Kriterien zur Unterscheidung „kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters“ und „Dampferzeuger-Heizrohrbruch“ vor).

Die RSK stimmt dem vorgesehenen Konzept zur Beherrschung des „Dampferzeuger-Heizrohrbruchs“ zu. Sie sieht hierin eine Weiterentwicklung der Maßnahmen zur Beherrschung dieses Störfalls, insbesondere in der Möglichkeit des Hochsetzens des sekundärseitigen Abblaseregel- und Sicherheitsventils und der deutlichen Senkung der zu erwartenden Ansprechhäufigkeit der Sicherheitseinspeisung beim betrachteten Störfall.

1.12 Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Notkühlung

Die RSK befaßte sich mit den Notkühlanalysen für KKP 2. Sie stellt fest, daß die repräsentativen Leckgrößen und Lecklagen in den Analysen erfaßt wurden.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß nach einem Kühlmittelverlust im Primärsystem keine unzulässigen Belastungen der Brennstäbe auftreten, ein kühlfähiger Kern erhalten bleibt, das Schadensausmaß unterhalb der zulässigen Grenze bleibt und die langfristige Kühlung des Kerns sichergestellt ist.

Sie stellt weiterhin fest, daß die zur Nachwärmeabfuhr benötigten primärseitigen und sekundärseitigen Systeme ausreichend zuverlässig sind.

1.13 Bauwerke

Der RSK wurde bestätigt, daß bei der Auslegung der Bauwerke die Anforderungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren und zusätzlicher Empfehlungen der RSK zu KKP 2 sowie die Richtlinien des Instituts für Bautechnik für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen erfüllt wurden. Der Ablauf und Stand des bauaufsichtlichen Verfahrens wurde der RSK dargelegt. Sie hat aufgrund der ihr vorliegenden Unterlagen keine Bedenken gegen die Auslegung und Ausführung der Bauwerke und die Verankerung der Komponenten. Sie sieht insbesondere die erforderliche Vorsorge gegen Schaden durch Beanspruchungen aus Störfällen und eine den Anforderungen entsprechende Auslegung gegen Erdbeben als getroffen an. Die Anforderungen zur Verminderung des Restrisikos aus Flugzeugabsturz und Druckwellen aus externen chemischen Explosionen wurden erfüllt.

Die RSK hat sich über die getroffenen Brandschutzmaßnahmen informiert. Sie hat sich dabei ausführlich über die besondere Situation innerhalb des Sicherheitsbehälters unterrichten lassen. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß umfangreiche Branderkennungseinrichtungen vorhanden sind und als zusätzliche Informationsmöglichkeit für das Personal örtlich auch Fernsehkameras installiert werden. Die vorgesehenen fest installierten manuell zu betätigenden Brandbekämpfungseinrichtungen entsprechen dem Stand der Technik. Insgesamt erfüllen die Brandschutzmaßnahmen nach Ansicht der RSK die zu stellenden Anforderungen.

Die RSK wurde über die im Kernkraftwerk vorhandenen Flucht- und Rettungswege, ihre Kennzeichnung und Lüftungstechnische Ausrüstung informiert. Sie ist der Ansicht, daß die Rettungswege den zu stellenden Anforderungen genügen. Im Sicherheitsbehälter wurden vor der Personenschleuse und vor den Notschleusen Stauräume geschaffen, die dem Personal bis zum Ausschleusen einen begrenzten Schutz bieten. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß unter Berücksichtigung der Kapazität der Schleusen und Stauräume sowie eines Ausschleusvorganges in der Regel eine Beschränkung der Personenzahl im Sicherheitsbehälter bei geschlossener Personenschleuse auch während Revisionsphasen vorgenommen werden soll.

1.14 Sicherheitssystem-Leittechnik

1.14.1 Reaktorschutzsystem, Gerätetechnik und Systemprüfung

Innerhalb des Reaktorschutzsystems wird ein erweitertes dynamisches Magnetkernsystem (EDM) eingesetzt, das eine Weiterentwicklung des bisherigen dynamischen Magnetkernsystems des gleichen Herstellers ist.

Im EDM werden zusätzlich zum bisherigen System auch für die Signalspeicherung, die Signalumkehr und für die zeitabhängige Signalbildung dynamisch arbeitende Baugruppen eingesetzt.

Die Typprüfung der EDM-Baugruppen wurde vom Sachverständigen durchgeführt und erfolgreich abgeschlossen. Darüber hinaus wurde an typischen Zusammenschaltungen von EDM-Baugruppen gezeigt, daß die erforderliche Funktion auch unter Grenzbelastungsbedingungen gewährleistet ist.

Im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche wird die anlagenspezifische Systemprüfung durchgeführt. Dabei wird auch das Zusammenwirken des EDM mit der angrenzenden Leittechnik und der zugehörigen Stromversorgung überprüft. Die RSK mißt diesen anlagenspezifischen Prüfungen eine besondere Bedeutung zu.

1.14.2 Reaktorschnellabschaltssystem

Das bei KKP 2 eingesetzte Reaktorschnellabschaltssystem ist im Bereich der Ansteuerung der Steuerstäbe eine Weiterentwicklung des bisher in Kernkraftwerken eingesetzten Systems. Die Betätigung der einzelnen Steuerstäbe erfolgt über Thyristoren und Leistungstransistoren, die über eine neu entwickelte elektronische Steuerstabbetätigungsbaugruppe (ELSTABE) angesteuert werden.

Eine Reaktorschnellabschaltung wird im Anforderungsfall durch drei verschiedene Maßnahmen eingeleitet:

- Abschalten der Gesamt-Stromversorgung für alle Steuerstapulen
- Abschalten der Stromversorgung für die einzelnen Steuerstapgruppen (4-Kontakt-System)
- Abschalten der Versorgungsspannung für jeden Steuerstab (ELSTABE).

1.14.3 Steuerungen

Sicherheitstechnisch wichtige Steuerungen sind sowohl innerhalb als auch außerhalb des Reaktorschuttsystems vorhanden. In allen Steuerungen sind qualitativ gleichwertige Baugruppen eingesetzt. Die Steuerungen sind strangweise aufgebaut. Ein Störfall wird auch bei einem Einzelfehler in einer Steuerung beherrscht. Im Rahmen der Inbetriebsetzung wird die Funktionssicherheit der Steuerungen bei ungünstigen elektrischen Versorgungsbedingungen überprüft.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Ausführung der Sicherheitssystem-Leittechnik und geht davon aus, daß die Inbetriebsetzungsversuche erfolgreich abgeschlossen werden.

1.15 Notstromversorgung

1.15.1 Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten

Im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche wird die Versorgungssicherheit der Notstromverbraucher bei allen in Betracht zu ziehenden Störfällen durch Versuche nachgewiesen.

1.15.2 Gleichstromanlage

Die Versorgungssicherheit der Gleichstromverbraucher wird unter realistischen Bedingungen im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche nachgewiesen.

Dabei ist nachzuweisen, daß die Batterien mit der zugrunde gelegten Mindestkapazität von 80% der Nennkapazität die erforderliche Gleichstromversorgung für mindestens 30 Minuten allein sicherstellen können - auch wenn in den Notstromnetzen 1 und 2 eine der jeweils vier redundanten Batterien nicht verfügbar ist. Dabei ist zu berücksichtigen, daß durch die Doppelspeisung der Verbraucher in den 24 V Gleichstromnetzen der Ausfall einer Batterie sich nur während der Hochlaufzeit der Notstromaggregate auf die übrigen Batterien und die Spannungslage des betroffenen Netzes auswirkt. Während der Batterieentladezeit muß zwischen der notwendigen Mindestspannung und der tatsächlich auftretenden Spannung an den zu versorgenden Verbrauchern ein ausreichender Sicherheitsabstand vorhanden sein.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Ausführung und den Betrieb der Notstromanlagen und geht davon aus, daß die Inbetriebsetzungsversuche erfolgreich abgeschlossen werden.

1.16 Störfälligkeit der elektrischen Einrichtungen bei Kühlmittelverluststörfällen

Die Störfälligkeit der elektrischen Einrichtungen bei Leckstörfällen im Sicherheitsbehälter, in der Armaturenkammer und im Ringraum wird durch komponentenspezifische Typprüfungen und durch haubegleitende Kontrollen der Montagearbeiten nachgewiesen.

Die RSK geht davon aus, daß durch die vorgesehenen Maßnahmen die Störfälligkeit der elektrischen Einrichtungen bei Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist.

1.17 Blitzschutz

Die vorgesehenen Blitzschutzmaßnahmen entsprechen dem Stand der Blitzschutztechnik. Alle ankommenen und abgehenden Leitungen von und zum Kernkraftwerk sind in den Blitzschutz einbezogen.

Die RSK hat keine Einwände gegen die Ausführung des Blitzschutzes.

1.18 Verbindungen vom Kernkraftwerk KKP 2 zum Nachbarblock

Zwischen den Notstromsystemen und Eigenbedarfsschienen der beiden Blöcke des Kernkraftwerks Philippsburg (KKP 1 und KKP 2) gibt es keine Verbindungen. Die Verbindungen zum Hochspannungsnetz erfüllen die KTA-Regel 3701.1. Die RSK stimmt der Auslegung der Netzanschlüsse zu.

2 Reaktorbetrieb

Die RSK befaßte sich mit dem Inbetriebsetzungsprogramm, ersten Ergebnissen der Vorbetriebsprüfungen, der Betriebsorganisation und den Betriebsanordnungen, dem Betriebshandbuch und der Fachkunde des verantwortlichen Personals.

Das vorgesehene Versuchsprogramm zur nuklearen Inbetriebsetzung zusammen mit dem vorgesehenen Verfahren der begleitenden Kontrolle ist geeignet, das auslegungsgerechte Verhalten der Anlage nachzuweisen und sicherzustellen. Unter Berücksichtigung der Ergebnisse aus der Inbetriebsetzung von Vorgängeranlagen wurden detaillierte und nach Auffassung der RSK hinreichend vollständige Festlegungen zum Versuchsprogramm getroffen. Die RSK vertritt die Überzeugung, daß in weiten Bereichen die Übertragbarkeit der Erfahrungen aus der Inbetriebnahme derzeit in Betrieb befindlicher Anlagen gegeben ist und bei den Inbetriebsetzungsversuchen sowie bei sicherheitstechnischen Aspekten des Betriebshandbuchs berücksichtigt wird. Soweit Änderungen zur Absicherung anlagenspezifischer Gegebenheiten erforderlich sind oder Versuche wegen Übertragbarkeit der Ergebnisse aus anderen Reaktoranlagen entfallen können, bestehen keine Bedenken seitens der RSK.

Die RSK vergewisserte sich, daß ein Erfahrungsaustausch über sicherheitstechnisch relevante Inbetriebsetzungs- und Betriebsvorgänge mit anderen Anlagen vorgesehen und sichergestellt ist.

Die RSK begrüßt die Absicht, einen Sicherheitsbeirat einzurichten.

Die RSK befaßte sich weiterhin mit technischen und organisatorischen Maßnahmen, die vom Antragsteller getroffen werden, um Aktivitätsabgaben zu vermindern und die radiologische Belastung des Betriebspersonals bei routinemäßigen Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten so gering wie möglich zu halten. Die Maßnahmen lassen eine weitere Verringerung der radiologischen Belastungen erwarten. Eine Quantifizierung ist erst nach Aufnahme des Betriebes möglich.

Die RSK geht davon aus, daß sie über die anfallenden Erfahrungen bei der Inbetriebnahme informiert wird. Sie bittet weiterhin darum, routinemäßig über sicherheitstechnisch relevante Betriebserfahrungen jährlich unterrichtet zu werden.

3 Strahlenschutz

3.1 Strahlenschutz des Personals

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK hat sich davon überzeugt, daß eine Reihe von Maßnahmen zur Verbesserung des radiologischen Arbeitsschutzes gegenüber Vorgänger-Anlagen getroffen wurden. Insgesamt erfüllen die getroffenen Maßnahmen die Forderungen der „Richtlinien für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge“ des Bundesministers des Innern (veröffentlicht im Gemeinsamen Ministerialblatt am 31. 08. 78).

Außerdem wurden dem Ausschuß die

- Strahlenschutzordnung sowie die
- Instandhaltungsordnung

vorgelegt.

Von den genannten Ordnungen lagen sowohl die Fassungen des Herstellers (KWU) für die Inbetriebnahme als auch die entsprechenden Fassungen des späteren Betreibers vor. Der Ausschuß stimmt den in diesen Ordnungen beschriebenen Einrichtungen und organisatorischen Regelungen zu.

Weiterhin hat sich der Ausschuß davon überzeugt, daß die vorgesehenen Maßnahmen zur Kreislauf-, Raumluft- und Ortsdosisleistungsüberwachung den zu stellenden Anforderungen entsprechen. Bezüglich der Aktivitätsüberwachung der Dampferzeuger-Abschlämmung empfiehlt der Ausschuß jedoch, einen Hinweis in das Betriebsanhandbuch aufzunehmen, daß bei Absperrung der Abschlämmleitung eine repräsentative Messung der Aktivitätskonzentration im Dampferzeuger mit der vorhandenen Meßeinrichtung nicht mehr ohne weiteres möglich ist.

3.2 Strahlenexposition in der Kraftwerksumgebung

3.2.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb

Bei der Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung der Kernkraftwerke Philippsburg 1 (SWR) und Philippsburg 2 (DWR) ging der Sachverständige von den derzeitigen Genehmigungswerten für das Kernkraftwerk Philippsburg 1 sowie von den nachfolgend aufgeführten beantragten jährlichen Abgabemengen für das Kernkraftwerk Philippsburg 2 aus:

Ableitung mit der Luft

- Radioaktive Edelgase	1×10^{11} Bq	(30 000 Ci)
- Aerosulförmig auftretende Radionuklide mit Halbwertszeit von mehr als 8 Tagen	$3,7 \times 10^{10}$ Bq	(1 Ci)
- ^{131}I	1×10^{10} Bq	(0,3 Ci)

Zusätzlich wurde vom Sachverständigen eine Ableitung von

- Tritium	$3,7 \times 10^{12}$ Bq	(100 Ci)
- Kohlenstoff-14	$9,3 \times 10^{11}$ Bq	(25 Ci)

Bei der Berechnung der Strahlenexposition berücksichtigt:

Ableitung mit Wasser

- Spalt- und Aktivierungsprodukte	$5,5 \times 10^{10}$ Bq	(1,5 Ci)
- Tritium	$4,8 \times 10^{12}$ Bq	(1.300 Ci)

Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Berechnungen zur Strahlenexposition der Umgebung eingehend beraten und sich davon überzeugt, daß bei Ausschöpfung der genannten Antragswerte für KKP 2 sowie unter Berücksichtigung der Anlage KKP 1 die Dosisgrenzwerte des § 45 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

Der Ausschuß hat sich weiterhin davon überzeugt, daß der Dosisgrenzwert des § 44 Abs. 1 StrlSchV eingehalten wird.

3.2.2 Störfälle

Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Berechnungen über die radiologischen Auswirkungen von Störfällen beraten. Sie wurden bereits auf der Grundlage der „Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung“, durchgeführt. Die Ergebnisse der Störfälleberechnungen unterschreiten für alle Expositionspfade einschließlich Ingestion deutlich die Werte des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung, die für die Planung neuer Anlagen gelten.

3.2.3 Emissions- und Immissionsüberwachung

Die Messung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und mit dem Abwasser erfolgt in Übereinstimmung mit den entsprechenden KTA-Regeln 1503.1 und 1504. Die Probenahmepumpen der Fortluftüberwachung sind notstromversorgt und selbstanlaufend.

Bezüglich der Immissionsüberwachung wurde das Umgebungsüberwachungsprogramm vorgelegt, das bereits seit 1972 vom Betreiber für KKP 1 durchgeführt wird und nach Verabschiedung der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“ entsprechend angepaßt wurde.

Zur Erfassung der meteorologischen Parameter ist am Standort ein 115 m hoher Gittermast errichtet. Die in 150 m Höhe herrschenden Ausbreitungsbedingungen werden auf Grund der Messungen in 115 m Höhe hochgerechnet. Außerdem können im Bedarfsfall meteorologische Parameter vom Mast des Kernforschungszentrums Karlsruhe herangezogen werden. Der Ausschuß hat keine Einwände gegen die meteorologische Instrumentierung.

3.3 Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen und Störfällen

Bezüglich der im § 38 der Strahlenschutzverordnung geforderten Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Störfällen wurden dem Ausschuß Unterlagen vorgelegt. Den darin beschriebenen Einrichtungen, Hilfsmitteln und organisatorischen Maßnahmen stimmt der Ausschuß zu.

4 Zusammenfassung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß sie auf Grund ihrer Beratungen und bei erfolgreichem Abschluß der vorbetrieblichen Funktions- und Abnahmeprüfungen keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Philippsburg 2 hat. Vorbehaltlich der erfolgreichen Durchführung der Nulleistungs- und Leistungsversuche bestehen aus der Sicht der RSK auch keine Bedenken gegen den Betrieb des Kernkraftwerks.

2. Kernkraftwerk Grohnde (KWG)

- Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb

Einleitung

Die Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH (KWG) hat am Standort Grohnde einen Kernkraftwerksblock mit einem Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Nettoleistung von ca. 1300 MW errichtet. Der Standort liegt am linken Weserufer zwischen Grohnde und Kirchhosen im Landkreis Hameln-Pyrmont. Planung, Bau und Inbetriebnahme der gesamten Anlage wurden bzw. werden im Auftrage der Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH von der Kraftwerk Union AG durchgeführt.

Die Anlage entspricht in ihrer Konzeption und Auslegung den in der Bundesrepublik Deutschland genehmigten und erstellten Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren unter Berücksichtigung oder sinnvoller Anwendung neuer Leitlinien, Richtlinien und Regeln.

Die RSK beurteilte in ihrer 95. Sitzung am 19. Juni 1974 den Standort Grohnde als geeignet für die Errichtung eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor des vorgesehenen Typs, stimmte dem Sicherheitskonzept zu und erhob keine Einwände gegen die Erteilung der 1. Teilerrichtungs-genehmigung.

Danach fanden in Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse weitere Beratungen sowohl allgemein zum Sicherheitskonzept von Druckwasserreaktoren als auch zu speziellen Fragen des Kernkraftwerks Grohnde statt. Dabei wurde die Anlage von verschiedenen Ausschüssen besichtigt. In ihrer 194. Sitzung am 21. März 1984 beriet die RSK über die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerks Grohnde.

Außerdem beriet der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK in seiner 57. Sitzung am 12./13. Dezember 1983 und 58. Sitzung am 26./27. Januar 1984 über die Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb des Kernkraftwerks Grohnde.

Die Beratungsergebnisse der RSK und des Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK sind die folgenden:

1 Sicherheitskonzept

Der Errichtung des Kernkraftwerks Grohnde sind die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1. Ausgabe, April 1974, zugrunde gelegt.

Ein Vergleich der ausgeführten Anlage Grohnde mit den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe, Oktober 1981 zeigt, daß keine Abweichungen zu deren Sicherheitsanforderungen zu erkennen sind, die für die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerks zu Bedenken Anlaß geben.

Im einzelnen wird folgendes festgestellt:

1.1 Qualität der Druckführenden Umschließung und des Sicherheitsbehälters

Die RSK hat sich erneut auf der 163. Sitzung am 18. 2. 1981 mit der Sicherheit des Reaktor-druckbehälters und des Sicherheitsbehälters befaßt, nachdem die Gruppe Ökologie Hannover dem TÜV Hannover Unkorrektheiten bei der Begutachtung und der Prüfung an Komponenten des Kernkraftwerks Grohnde vorgeworfen hatte. Alle erhobenen Bedenken wurden vom TÜV Hannover entkräftet und die Qualität des Reaktor-druckbehälters und des Sicherheitsbehälters nachgewiesen. Die der RSK vom Anlagenlieferer vorgelegten Beratungsunterlagen festigen durch zusätzliche Nachweise die Aussage, daß die an den Reaktor-druckbehälter und den Sicherheitsbehälter gestellten Anforderungen erfüllt werden:

Der Reaktor-druckbehälter ist aus dem Stahl 22 NiMoCr 37 gefertigt. Dabei wurden nur solche Schmelzen verwendet, bei denen die in Untersuchungen zur Vermeidung von Relaxationsversprodnung und Relaxationsbildung ermittelten Grenzwerte der chemischen Schmelzanalyse keine unzulässigen Überschreitungen aufweisen. An Arbeitsproben durchgeführte Tangentialschliffuntersuchungen bestätigen und zeigen damit, daß der verwendete Werkstoff dem Stand der Technik entspricht.

Bei der Spannungs- und Ermüdungsanalyse ergaben sich für den Reaktor-druckbehälter Werte, die unter den spezifizierten zulässigen Werten liegen. Die analytisch ermittelten Spannungen wurden durch Dehnungsmessungen bei der Erstdruckprüfung mit guter Übereinstimmung bestätigt.

Die Basisprüfung des Reaktor-druckbehälters wurde mit dem üblichen Ultraschall-Prüfungs-Manipulatorsystem durchgeführt. Die Anfahrtauglichkeit an einen vorgeschriebenen Prüfpunkt in Umlangs- und Höhenlagen beträgt etwa 5 mm. Durch den Erfahrungsrückfluß aus den Basisprüfungen und den wiederkehrenden zerstörungsfreien Ultraschallprüfungen in anderen Anlagen konnte die Prüfpfändlichkeit weiter verbessert werden. Die Basisprüfung des Reaktor-druckbehälters Grohnde zeigte keine Befunde, die eine sicherheitstechnische Diskussion erforderlich gemacht hätten.

Die vier Dampferzeuger sind aus dem Stahl 22 NiMoCr 37 gefertigt. Für die Herstellung der Meßstutzen NW \leq 100 mm wurde der Stahl 15 Mo 3 verwendet. Die Dampferzeugerheizrohre bestehen aus dem Werkstoff Incoloy 800.

Als Werkstoff für den Druckhalter wurde der Stahl 20 MnMoNi 55 eingesetzt.

Die Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen sind aus dem Stahl 20 MnMoNi 55 geschmiedet.

Die aus ferritischem Stahl bestehenden Rohrleitungen und Komponenten der Druckführenden Umschließung sind an der primärkühlmittelbeaufschlagten Seite mehrlagig schweißplattiert. Die Auslegung wurde nach den Regelwerken TRD, AD, DIN, ASME-CODE Section III vorgenommen. Die Rohrleitungen und Komponenten erreichen einen Qualitätsstand, der den Anforderungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Kapitel 4.1 und der KTA-Regel 3201 entspricht.

Die Hauptkühlmittelleitungen wurden aus nahtlosen Erzeugnisformen des Werkstoffs 20 MnMoNi 55 hergestellt. Die Nennweite beträgt 750 mm und die Bögen haben einen Biegeradius von 1125 mm ($R = 1,5 D$). Die Rohrleitung enthält 20 im Werk gefertigte gegenplattierte Verbindungsnahte und 40 einseitig geschweißte Cardio-Nahte (Baustellennahte). Die Qualität der Werks- und Baustellennahte ist auch im Hinblick auf die Prüfbarkeit als gleichwertig hoch anzusehen.

Es wurde festgestellt, daß auch für die Hauptkühlmittelleitungen des Kernkraftwerks Grohnde die unterstellten Leckagen und Brüche des Kap. 21.1 der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (Ausgabe 10/81) zugrunde gelegt werden können.

Der Sicherheitsbehälter besteht in den von Durchdringungen ungestörten Bereichen aus dem warmfesten höherfesten Stahl W STE 51 S, der für das Kernkraftwerk Grohnde mit besonderen Zähigkeitsanforderungen bestellt und mittels geeigneter Herstellungs- und Verarbeitungstechnik erzeugt wurde. Die spannungsmäßig gestörten Bereiche einschließlich der Stützen sind in der Werkstoffqualität 20 MnMoNi 55 ausgeführt. Die geforderten Kerbschlagarbeitswerte werden eingehalten. Alle Schweißnahte sind blecheben beschliffen. Es wurde eine gute Formhaltigkeit bei nur geringem Kantensversatz erreicht. Die Dehnungsmessung an den Stützen bestätigte die durchgeführte Stützenoptimierung.

1.2 Qualität der Äußeren Systeme

Die Komponenten erfüllen die Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit hinsichtlich der ausgeführten Konstruktion, Berechnung, Werkstoffwahl, Fertigung und Prüfung. Dies gilt sowohl für die Druckbehälter wie Speisewasserbehälter, Hochdruckvorwärmer, Hochdruckkühler, Zwischenüberhitzer-Kondensat-Kühler, Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer, Pumpen und die aus dem austenitischen Stahl 1.4550 hergestellten Druckspeicher und Abblasebehälter als auch für die Fruchtdampf- und Speisewasserleitungen mit den zugehörigen Armaturen und sonstigen Leitungsteilen.

1.3 Qualitätsabweichungen bei der Fertigung

Die RSK wurde vom Anlagenlieferer und Sachverständigen über Qualitätsabweichungen bei der Fertigung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters und über die jeweils hierbei getroffenen Maßnahmen unterrichtet. Die Qualitätsabweichungen wurden oder werden beseitigt bzw. deren Zulässigkeit wurde der RSK nachgewiesen.

1.4 Plan für wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen

Die RSK wird sich weiterhin vor dem Termin der ersten wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfung mit dem Plan für die wiederkehrenden Prüfungen an den Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung befassen. In diesem Plan soll durch flexible Wahl des Prüfmessens der vorliegenden basissicheren Qualität Rechnung getragen werden.

1.5 Leckratenprüfungen

Die erste Bestimmung der integralen Leckrate des Reaktor-sicherheitsbehälters in ansteigenden Druckstufen bis zum Auslegungsdruk wurde nach den Festlegungen der KTA-Regel 3405, Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters nach der Absolutdruckmethode, durchgeführt. Die RSK stellte fest, daß auch bei Einbeziehung der am Sicherheitsbehälter angeschlossenen Systeme, die gemessene Leckrate weit unter der zulässigen liegt.

1.6 Lüftungsanlagen

Die nachträgliche Installation einer Bedarfsfilteranlage erlaubt das wahlweise Aufschieben der Fortluft aus dem Ringraum oder aus den beiden Anlagenraumbereichen im Reaktorhilfsanlagen-gebäude auf eine Schwefelstoff- und Aktivkohlefiltereinheit.

Durch die Bereitstellung der Bedarfsfilteranlage ist ein den Konvo-Projekten ähnlicher Stand der Lüftungsanlagen erreicht. Hiermit ist die erforderliche Vorsorge getroffen.

1.7 Aktivitätsüberwachung

Auf Empfehlung der RSK wurde nach den Erfahrungen aus dem TMI-Störfall in die Abgabebelastung des Gebäudeentwässerungssystems zu den Abwasserammehältern im Reaktorhilfsanlagen-gebäude eine Aktivitätsmeßstelle eingebaut. Bei Grenzwertüberschreitung werden die Gebäudeentwässerungspumpen des Reaktor-gebäudeinnenraums automatisch abgeschaltet.

Die RSK befürwortet diese Maßnahmen, da sie verhindern, daß nach einem Kühlmittelverluststörfall bei nicht oder verzögertem Erreichen der Ansprechgrenzwerte für den Gebäudeabschluß größere Mengen radioaktiven Sumpfwassers aus dem Sicherheitsbehälter in die Abwassersammelbehälter im Reaktorhilfsanlagegebäude gelangen.

1.8 Maßnahmen zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration
Entsprechend einer Empfehlung der RSK wurden die Anforderungen zur Verhinderung des Aufbaus einer unzulässigen Wasserstoffkonzentration nach einem Kühlmittelverluststörfall auch an das in der Errichtung befindliche KKW Großde gestellt.

Hierzu wurde zur Bestimmung der örtlichen und zeitlichen Verteilung der Wasserstoffkonzentration im Reaktorsicherheitsbehälter ein H₂-Überwachungssystem installiert. Über 13 örtlich getrennte Meßstellen in verschiedenen Höhen der Anlagenräume und der Kuppel des Sicherheitsbehälters können Proben aus dem Sicherheitsbehälter entnommen und automatisch analysiert werden.

Um lokale Überschreitungen zulässiger H₂-Konzentrationen zu vermeiden, wurde innerhalb des Sicherheitsbehälters ein störfallfestes Durchmischungssystem aus vier voneinander getrennten Lüftungsleitungen mit je einem Gebläse installiert. Die Luftmengen werden aus dem Kuppelraum und hinter dem Trümmerschutzzylinder abgesaugt und zur Vermischung oberhalb des Sumpfes in die Dampferzeugerräume und den Druckhalterraum eingeblasen.

Zur Vermeidung unzulässiger Konzentrationen wird der freigesetzte Wasserstoff in einem Wasserstoffabbausystem rekombiniert, welches in den Rekombinationsteil des Abgassystems integriert ist. Dazu erhielt das Abgassystem einen zusätzlichen vergrößerten Rekombinator und einen dritten Wasserringkompressor.

Die RSK hält die realisierten Maßnahmen für ausreichend, sowohl zuverlässig eine repräsentative Aussage über die Wasserstoffverteilung zu ermöglichen, als auch zu allen Zeitpunkten nach einem Kühlmittelverluststörfall die lokale und integrale Wasserstoffkonzentration unterhalb der Zündgrenze zu halten.

1.9 Absperrung der Druckspeicher bei mittleren und kleinen Lecks

Das Druckspeicher-Einspeisesystem der Anlagen ab Grafenrheinfeld ist viersträngig mit insgesamt acht Druckspeichern ausgebaut, von denen vier in die heißen, die anderen vier in die kalten Einspeisleitungen des Not- und Nachkühlsystems eingebunden sind. Jedem Druckspeicher ist eine Rückschlagarmatur zugeordnet, die über einen Motorantrieb – z. B. beim Übergang in den bestimmungsgemäßen Betrieb des nuklearen Nachkühlsystems – absperrbar ist.

Mit der eigentlichen Aufgabe der Druckspeicher, die Kernflutung bei großen Lecks sicherzustellen, kann sich aber bei kleinen Leckgrößen und bestimmten Störfallverläufen eine ungünstige Betriebsweise bei niedrigen Drücken infolge ungewollten Eintrags des Polstergases aus den Druckspeichern in den Primärkreislauf ergeben.

Um in diesem Fall ein Eindringen nennenswerter Gasmengen in den Primärkreislauf sicher zu verhindern, werden die Druckspeicher nach folgenden Kriterien abgesperrt:

- kaltseitig einspeisende Druckspeicher
Zeitspanne nach Störfalleintritt
- heißseitig einspeisende Druckspeicher
Füllstand im Druckspeicher (wobei die Rückschlagarmaturen so lange offengehalten werden, wie die Druckspeicher gemäß Störfallanalyse benötigt werden)

Bei der Prüfung hat sich die RSK davon überzeugt, daß es

- keine Systemzustände gibt, bei denen Druckspeicher abgesperrt sind, obwohl sie zur Kernflutung benötigt werden.
- keine Ereigniskombinationen denkbar sind, bei denen durch die Absperrung die Kühlbedingungen nennenswert verschlechtert werden.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die vorgesehene Maßnahme der Absperrung der Druckspeicher.

1.10 Stellungsüberwachung von Handarmaturen

Die Stellungsüberwachung sicherheitstechnisch relevanter Handarmaturen in der Nachkühlkette sowie im Notspise- und Zusatzboilersystem wird wie folgt vorgenommen:

- Ausrüstung der Handarmaturen mit einer Schlüsselsicherung, bei der sich der Schlüssel nur in der sicherheitstechnisch erforderlichen (richtigen) Stellung abziehen läßt.
- Verbindung dieses Schlüssels mit einem Schlüsselschalter, der die Bestätigung dieser Schlüsselsicherung an die Warte meldet.
- In der Warte Aufzeichnung der Betätigung dieser Schlüsselsicherung durch den Rechner und gleichzeitig Anregung einer optisch-akustischen Sammelmeldung: „System nicht betriebsbereit.“

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß auf diese Weise alle Armaturen überwacht sind, bei deren Fehlstellung die Funktion des Systems gefährdet ist.

Damit ermöglichen diese Maßnahmen eine eindeutige Information des Wartepersonals über die Funktionsbereitschaft der angesprochenen Systeme.

1.11 Fahrweise der Anlage beim Dampferzeuger-Heizrohrbruch

Die RSK befaßte sich eingehend mit den Maßnahmen zur Beherrschung von Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen. Dabei beriet sie u. a. über

- die automatischen Maßnahmen u. a. zur Leistungsabsenkung und zum Abschalten des Reaktors,
- die Möglichkeiten der Detektierung des defekten Dampferzeugers,
- die Isolierung des defekten Dampferzeugers,
- das Vorgehen beim Abfahren der Anlage.

Es ergeben sich unterschiedliche Störfallabläufe, abhängig davon, ob

- die Notkühlkriterien erreicht werden,
- die Hauptkühlmittelpumpen laufen,
- der Kondensator als Wärmesenke zur Verfügung steht.

Das Störfallbeherrschungskonzept zielt darauf ab, durch automatische Maßnahmen die Anlage in einen Zustand zu bringen, bei dem der Aktivitätsübertritt auf die Sekundärseite des defekten Dampferzeugers praktisch beendet ist, die Energieabfuhr gesichert ist und das Kühlmittelinventar gehalten wird. Dann besteht ausreichend Zeit für den Operateur, den defekten Dampferzeuger zu identifizieren und schließlich die Anlage abzufahren.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß der Umfang der automatisch ablaufenden Maßnahmen zur Störfallbeherrschung sinnvoll ist. Sie stellt fest, daß dem Operateur zuverlässige Informationen zur Detektierung des defekten Dampferzeugers vorliegen.

Weiterhin stehen dem Operateur je nach Störfallablauf unterschiedliche Sicherheitsgefahrmeldungen zur Verfügung, aufgrund derer er gezielt eine oder mehrere der folgenden Maßnahmen durchführen kann:

- Isolierung des defekten Dampferzeugers,
- Hochsetzen der Ansprechdrücke des Abblaserregelventils und des Frischdampf-Sicherheitsventils (einschließlich der zugehörigen Vorabsperarmaturen) in den Fällen, in denen die Hauptkühlmittelpumpen nicht laufen (Aufwärmspanne zunächst relativ hoch),
- Abschaltung der Sicherheitseinspeisepumpen im weiteren Störfallverlauf, wenn zuvor die Notkühlkriterien erreicht wurden (d. h. dem Operateur liegen klare Kriterien zur Unterscheidung „kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters“ und „Dampferzeuger-Heizrohrbruch“ vor).

Die RSK stimmt dem vorgesehene Konzept zur Beherrschung des „Dampferzeuger-Heizrohrbruchs“ zu. Sie sieht hierin eine Weiterentwicklung der Maßnahmen zur Beherrschung dieses Störfalls, insbesondere in der Möglichkeit des Hochsetzens des sekundärseitigen Abblaserregel- und Sicherheitsventils und der deutlichen Senkung der zu erwartenden Ansprechhäufigkeit der Sicherheitseinspeisung beim betrachteten Störfall.

1.12 Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Notkühlung

Die RSK befaßte sich mit den Notkühlanalysen für das KWG. Sie stellt fest, daß die repräsentativen Leckgrößen und Lecklagen in den Analysen erfaßt wurden.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß nach einem Kühlmittelverlust im Primärsystem keine unzulässigen Belastungen der Brennstäbe auftreten, ein kühlfähiger Kern erhalten bleibt, das Schadensausmaß unterhalb der zulässigen Grenze bleibt und die langfristige Kühlung des Kerns sichergestellt ist.

Sie stellt weiterhin fest, daß die zur Nachwärmeabfuhr benötigten primärseitigen und sekundärseitigen Systeme ausreichend zuverlässig sind.

1.13 Bauwerke

Der RSK wurde bestätigt, daß bei der Auslegung der Bauwerke die Anforderungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren und zusätzlicher Empfehlungen der RSK zu KWG sowie die Richtlinien des Instituts für Bautechnik für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen erfüllt wurden. Der Ablauf und Stand des bauaufsichtlichen Verfahrens wurde der RSK dargelegt. Sie hat aufgrund der ihr vorliegenden Unterlagen keine Bedenken gegen die Auslegung und Ausführung der Bauwerke und die Verankerung der Komponenten. Sie sieht insbesondere die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch Beanspruchungen aus Störfällen und eine den Anforderungen entsprechende Auslegung gegen Erdbeben als getroffen an. Die Anforderungen zur Verminderung des Restrisikos aus Flugzeugabsturz und Druckwellen aus externen chemischen Explosionen wurden erfüllt.

Die RSK hat sich über die getroffenen Brandschutzmaßnahmen informiert. Sie hat sich dabei ausführlich über die besondere Situation innerhalb des Sicherheitsbehälters unterrichten lassen. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß umfangreiche Branderkennungsrichtungen vorhanden sind und als zusätzliche Informationsmöglichkeit für das Personal örtlich auch Fernsehkameras installiert werden. Die vorgesehenen fest installierten manuell zu betätigenden Brandbekämpfungseinrichtungen entsprechen dem Stand der Technik. Insgesamt erfüllen die Brandschutzmaßnahmen nach Ansicht der RSK die zu stellenden Anforderungen.

Die RSK wurde über die im Kernkraftwerk vorhandenen Flucht- und Rettungswege, ihre Kennzeichnung und lüftungstechnische Ausrüstung informiert. Sie ist der Ansicht, daß die Rettungswege den zu stellenden Anforderungen genügen. Im Sicherheitsbehälter wurden vor der Personenschleuse und vor den Notauslässen Stauräume geschaffen, die dem Personal bis zum Ausschleusen einen begrenzten Schutz bieten. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß unter Berücksichtigung der Kapazität der Schleusen und Stauräume sowie eines Ausschleusevorganges in der Regel eine Beschränkung der Personenzahl im Sicherheitsbehälter bei geschlossener Personenschleuse auch während Revisionsphasen vorgenommen werden soll.

1.14 Sicherheitssystem-Leittechnik

1.14.1 Reaktorschutzsystem, Gerätetechnik und Systemprüfung

Innerhalb des Reaktorschutzsystems wird ein erweitertes dynamisches Magnetkernsystem (EDM) eingesetzt, das eine Weiterentwicklung des bisherigen dynamischen Magnetkernsystems des gleichen Herstellers ist.

Im EDM werden zusätzlich zum bisherigen System auch für die Signalspeicherung, die Signallumkehr und für die zeitabhängige Signalbildung dynamisch arbeitende Baugruppen eingesetzt.

Die Typprüfung der EDM-Baugruppen wurde vom Sachverständigen durchgeführt und erfolgreich abgeschlossen. Darüber hinaus wurde an typischen Zusammenschaltungen von EDM-Baugruppen gezeigt, daß die erforderliche Funktion auch unter Grenzbelastungsbedingungen gewährleistet ist.

Im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche wird die anlagenspezifische Systemprüfung durchgeführt. Dabei wird auch das Zusammenwirken des EDM mit der angrenzenden Leittechnik und der zugehörigen Stromversorgung überprüft. Die RSK mißt diesen anlagenspezifischen Prüfungen eine besondere Bedeutung zu.

1.14.2 Reaktorschneffelschaltssystem

Das im KWG eingesetzte Reaktorschneffelschaltssystem ist im Bereich der Ansteuerung der Steuerstäbe eine Weiterentwicklung des bisher in Kernkraftwerken eingesetzten Systems. Die Betätigung der einzelnen Steuerstäbe erfolgt über Thyristoren und Leistungstransistoren, die über eine neu entwickelte elektronische Steuerstabbetätigungsbaugruppe (ELSTABE) angesteuert werden.

Eine Reaktorschneffelschaltung wird im Anforderungsfall durch drei verschiedene Maßnahmen eingeleitet:

- Abschalten der Gesamt-Stromversorgung für alle Steuerstabspulen
- Abschalten der Stromversorgung für die einzelnen Steuerstabsgruppen (4-Kontakt-System)
- Abschalten der Versorgungsspannung für jeden Steuerstab (ELSTABE).

1.14.3 Steuerungen

Sicherheitstechnisch wichtige Steuerungen sind sowohl innerhalb als auch außerhalb des Reaktorschutzsystems vorhanden. In allen Steuerungen sind qualitativ gleichwertige Baugruppen eingesetzt. Die Steuerungen sind entsprechend der Verfahrenstechnik getrennt aufgebaut. Ein Störfall wird auch bei einem Einzelfehler in einer Steuerung beherrscht. Im Rahmen der Inbetriebsetzung wird die Funktionssicherheit der Steuerungen bei ungünstigen elektrischen Versorgungsbedingungen überprüft.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Ausführung der Sicherheitssystem-Leittechnik und geht davon aus, daß die Inbetriebsetzungsversuche erfolgreich abgeschlossen werden.

1.15 Notstromversorgung

1.15.1 Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten

Im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche wird die Versorgungssicherheit der Notstromverbraucher bei allen in Betracht zu ziehenden Störfällen durch Versuche nachgewiesen.

1.15.2 Gleichstromanlage

Die Versorgungssicherheit der Gleichstromverbraucher wird unter realistischen Bedingungen im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche nachgewiesen.

Dabei ist nachzuweisen, daß die Batterien mit der zugrunde gelegten Mindestkapazität von 80% der Nennkapazität die erforderliche Gleichstromversorgung für mindestens 30 Minuten allein sicherstellen können - auch wenn in den Notstromnetzen 1 und 2 eine der jeweils vier redundanten Batterien nicht verfügbar ist. Dabei ist zu berücksichtigen, daß durch die Doppelauspeisung der Verbraucher in den 24-V-Gleichstromnetzen der Ausfall einer Batterie sich nur während der Hochlaufzeit der Notstromaggregate auf die übrigen Batterien und die Spannungslage des betroffenen Netzes auswirkt. Während der Batterieentladezeit muß zwischen der notwendigen Mindestspannung und der tatsächlich auftretenden Spannung an den zu versorgenden Verbrauchern ein ausreichender Sicherheitsabstand vorhanden sein.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Ausführung und den Betrieb der Notstromanlagen und geht davon aus, daß die Inbetriebsetzungsversuche erfolgreich abgeschlossen werden.

1.16 Störfallfestigkeit der elektrischen Einrichtungen bei Kühlmittelverluststörfällen

Die Störfallfestigkeit der elektrischen Einrichtungen bei Leckstörfällen im Sicherheitsbehälter, in der Armaturenkammer und im Ringraum wurde durch komponentenspezifische Typprüfungen und durch baubegleitende Kontrollen der Montagearbeiten nachgewiesen.

Die RSK geht davon aus, daß durch die vorgesehenen Maßnahmen die Störfallfestigkeit der elektrischen Einrichtungen bei Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist.

1.17 Blitzschutz

Die vorgesehenen Blitzschutzmaßnahmen entsprechen dem Stand der Blitzschutztechnik. Alle ankommenden und abgehenden Leitungen von und zum Kernkraftwerk sind in den Blitzschutz einbezogen.

Die RSK hat keine Einwände gegen die Ausführung des Blitzschutzes.

2 Reaktorbetrieb

Die RSK befaßte sich mit dem Inbetriebsetzungsprogramm, ersten Ergebnissen der Vorbetriebsprüfungen, der Betriebsorganisation und den Betriebsordnungen, dem Betriebshandbuch und der Fachkunde des verantwortlichen Personals.

Das vorgesehene Versuchsprogramm zur nuklearen Inbetriebsetzung zusammen mit dem vorgesehenen Verfahren der begleitenden Kontrolle ist geeignet, das auslegungsgerechte Verhalten der Anlage nachzuweisen und sicherzustellen. Unter Berücksichtigung der Ergebnisse aus der Inbetriebsetzung von Vorgängeranlagen wurden detaillierte und nach Auffassung der RSK hinreichend vollständige Festlegungen zum Versuchsprogramm getroffen. Die RSK vertritt die Überzeugung, daß in weiten Bereichen die Übertragbarkeit der Erfahrungen aus der Inbetriebnahme derzeit in Betrieb befindlicher Anlagen gegeben ist und bei den Inbetriebsetzungsversuchen sowie bei sicherheitstechnischen Aspekten des Betriebshandbuchs berücksichtigt wird. Soweit Änderungen zur Absicherung anlagenspezifischer Gegebenheiten erforderlich sind oder Versuche wegen Übertragbarkeit der Ergebnisse aus anderen Reaktoranlagen anfallen können, bestehen keine Bedenken seitens der RSK.

Die RSK vergewisserte sich, daß ein Erfahrungsaustausch über sicherheitstechnisch relevante Inbetriebsetzungs- und Betriebsvorgänge mit anderen Anlagen vorgesehen und sichergestellt ist.

Die RSK begrüßt die Absicht, einen Sicherheitsbeitrag einzurichten.

Die RSK befaßte sich weiterhin mit technischen und organisatorischen Maßnahmen, die vom Antragsteller getroffen werden, um Aktivitätsabgaben zu vermindern und die radiologische Belastung des Betriebspersonals bei routinemäßigen Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten so gering wie möglich zu halten. Die Maßnahmen lassen eine weitere Verringerung der radiologischen Belastungen erwarten. Eine Quantifizierung ist erst nach Aufnahme des Betriebes möglich.

Die RSK geht davon aus, daß sie über die anfallenden Erfahrungen bei der Inbetriebnahme informiert wird. Sie bittet weiterhin darum, routinemäßig über sicherheitstechnisch relevante Betriebsverfahren jährlich unterrichtet zu werden.

3 Strahlenschutz

3.1 Strahlenschutz des Personals

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ der SSK hat sich davon überzeugt, daß eine Reihe von Maßnahmen zur Verbesserung des radiologischen Arbeitsschutzes gegenüber Vorgänger-Anlagen getroffen wurden. Insgesamt erfüllen die getroffenen Maßnahmen die Forderungen der „Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge“ des Bundesministers des Innern (veröffentlicht im Gemeinsamen Ministerialblatt am 31. August 1978).

Außerdem würden dem Ausschuß die

- Strahlenschutzordnung sowie die
 - Instandhaltungsordnung
- vorgelegt.

Von den genannten Ordnungen lagen sowohl die Fassungen des Herstellers (KW1) für die Inbetriebnahme als auch die entsprechenden Fassungen des späteren Betreibers vor. Der Ausschuß stimmt den in diesen Ordnungen beschriebenen Einrichtungen und organisatorischen Regelungen zu.

Weiterhin hat sich der Ausschuß davon überzeugt, daß die vorgesehenen Maßnahmen zur Kreislauf-, Raumluft- und Ortsdosisleistungsüberwachung den zu stellenden Anforderungen entsprechen. Bezüglich der Aktivitätsüberwachung der Dampferzeuger-Abschlammung empfiehlt der Ausschuß jedoch, einen Hinweis in das Betriebshandbuch aufzunehmen, daß bei Absperzung der Abschlammleitung eine repräsentative Messung der Aktivitätskonzentration im Dampferzeuger mit der vorhandenen Meßeinrichtung nicht mehr ohne weiteres möglich ist.

3.2 Strahlenexposition in der Kraftwerksumgebung

3.2.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb

Bei der Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des Kernkraftwerkes Grohnde ging der Sachverständige von den nachfolgend aufgeführten eingetragten jährlichen Abgabemengen aus:

Ableitung mit Luft

- Radioaktive Edelgase	$9,0 \times 10^{14}$ Bq	(25 000 Ci)
- Aerosolförmig auftretende Radionuklide mit Halbwertszeit von mehr als 1 Tag	$3,5 \times 10^{16}$ Bq	(1 Ci)
- I-131	$7,5 \times 10^9$ Bq	(0,2 Ci)
- Tritium	$7,5 \times 10^{12}$ Bq	(200 Ci)

Zusätzlich wurde vom Sachverständigen eine Ableitung von

- Kohlenstoff-14	$3,7 \times 10^{11}$ Bq	(10 Ci)
------------------	-------------------------	----------

bei der Berechnung der Strahlenexposition berücksichtigt.

Ableitung mit Wasser

- Spalt- und Aktivierungsprodukte	$5,55 \times 10^{18}$ Bq	(1,5 Ci)
- Tritium	$4,8 \times 10^{12}$ Bq	(1300 Ci)

Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Berechnungen zur Strahlenexposition der Umgebung eingehend beraten und sich davon überzeugt, daß bei Ausschöpfung der genannten Antragswerte für KWG die Dosisgrenzwerte des § 45 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

3.2.2 Störfälle

Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Berechnungen über die radiologischen Auswirkungen von Störfällen beraten. Sie wurde auf der Grundlage der „Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung“ durchgeführt. Die Ergebnisse der Störfallberechnungen unterschreiten für alle Expositionspfade einschließlich Ingestion deutlich die Werte des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung, die für die Planung neuer Anlagen gelten.

3.2.3 Emissions- und Immissionsüberwachung

Die Messung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und mit dem Abwasser erfolgt in Übereinstimmung mit den entsprechenden KTA-Regeln 1503.1 und 1504. Die Probenahmepumpen der Fortluftüberwachung sind notstromversorgt und selbstanlaufend.

Bezüglich der Immissionsüberwachung wurde bisher nur das Beweissicherungsprogramm vorgelegt. Der Betreiber sagt jedoch zu, daß dieses Programm vor Inbetriebnahme der Anlage gemäß den Anforderungen der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“ erweitert wird.

Zur Erfassung meteorologischer Parameter in verschiedenen Höhen (Windgeschwindigkeit, Windrichtung, Ausbreitungsklasse) wird am Standort ein Doppler-SODAR-System installiert. Zusätzlich wird zur Erfassung der bodennahen Ausbreitungsbedingungen ein 10 m hoher Mast errichtet. Die Meßwerte des SODAR für die Emissionshöhe und des Meßmastes werden auf der Warte angezeigt. Es ist zusätzlich vorgesehen, die Meßwerte des 10-m-Mastes und die SODAR-Meßwerte in Emissionshöhe (130 m) auf der Notsteuerstelle anzuzeigen.

Im übrigen hat der Ausschuß keine Einwände gegen die vorgesehene meteorologische Instrumentierung.

3.3 Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen und Störfällen

Bezüglich der im § 38 der Strahlenschutzverordnung geforderten Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Störfällen wurden dem Ausschuß Unterlagen vorgelegt. Den darin beschriebenen Einrichtungen, Hilfsmitteln und organisatorischen Maßnahmen stimmt der Ausschuß zu.

4 Zusammenfassung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß sie aufgrund ihrer Beratungen und bei erfolgreichem Abschluß der vorbetrieblichen Funktions- und Abnahmepflichten keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Großhede hat. Vorbehaltlich der erfolgreichen Durchführung der Nullleistungs- und Leistungsversuche bestehen aus der Sicht der RSK auch keine Bedenken gegen den Betrieb des Kernkraftwerks.

3. 300 MWe-THTR-Prototyp-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300)

Empfehlung zu den Inbetriebsetzungsversuchen und zum Leistungsversuchsbetrieb (2. Teilbetriebsgenehmigung)

Die RSK hat auf ihrer 181. Sitzung am 15. Dezember 1982 eine Empfehlung zur Inbetriebnahme des THTR-300 verabschiedet, die sich auf die Nullenergieversuche (1. Teilbetriebsgenehmigung) erstreckte. Im Rahmen der Beratungen zu den Versuchen zur 2. TBG (Wärmeprüfung bei unterkritischem Reaktor, vor-nukleare Funktionsprüfungen, Schwachleistungsversuche, befristeter Leistungsversuchsbetrieb) hat die RSK auf ihrer 194. Sitzung am 21. März 1984 folgende Themen beraten:

- Status der Anlage
- Sicherheitssystem-Leittechnik und zugehörige Stromversorgung
- Ergebnisse der Nullenergieversuche und bisherige Betriebserfahrungen
- Störfallbeherrschung
- Fachkunde des verantwortlichen Personals
- Betriebshandbuch (BHB)
- Inbetriebsetzungsprogramm (Leistungsversuche)
- Strahlenschutz

Status der Anlage

Die Anlage ist bis auf wenige Restmontagen (z. B. im Bereich der Leittechnik) fertiggestellt. Bis Ende 1983 wurden sämtliche Systeme, die für die Nullenergieversuche benötigt wurden, fertiggestellt und funktionsgeprüft. Der vorgegebene Zeitplan kann nach Aussage des Herstellers eingehalten und z. T. sogar unterschritten werden. Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die restlichen Montagearbeiten rechtzeitig vor Aufnahme des Leistungsversuchsbetriebs (Anfang 1985) abgeschlossen und die Systeme funktionsgeprüft werden können. Sie sieht keine der Erfüllung dieser Maßnahmen entgegenstehende Gründe.

Sicherheitssystem-Leittechnik und zugehörige Stromversorgung

Zusammen mit der Empfehlung zur 1. Teilbetriebsgenehmigung für die Nullenergieversuche hat die RSK auf ihrer 181. Sitzung am 15. 12. 1982 eine weitere Empfehlung zur Sicherheitssystem-Leittechnik verabschiedet. Darin stellt die RSK fest, daß sie gegen die Auslegung und die Inbetriebnahme dieser Einrichtungen keine Bedenken hat, wenn die in der Empfehlung genannten Anforderungen an die Steuerungen, die Stromversorgung, den Blitzschutz und an den Schutz gegen unzulässige Handeingriffe erfüllt werden.

Die RSK wurde auf ihrer 194. Sitzung über die Ausführung dieser elektrischen Einrichtungen informiert. Sie stimmt dieser Ausführung und den vorgesehenen Inbetriebsetzungsversuchen zu.

Ergebnisse der Nullenergieversuche und bisherige Betriebserfahrungen

Die RSK wurde über die Ergebnisse der bisher vollzogenen Inbetriebnahmeschritte

- Beladen des Reaktors unter Luft bis zur 1. Kritikalität bei gezogenen Abschaltstäben
- Beladen des Reaktors im unterkritischen Zustand bis zur vollen Höhe und danach Einstellen des kritischen Zustandes unter Luft

informiert. Sie stellt fest, daß die gemessenen Kritikalitätszustände und Reaktivitätswerte der Abschaltstäbe mit den vorausgerechneten Werten im Bereich der zu erwartenden Übereinstimmung liegen. Ursachen für Abweichungen bei den zunächst vorausgerechneten kritischen Stabteilungen sind aufgeklärt. Der Antragsteller hat über Fehlfunktionen und Störungen im Bereich der Maschinen-, Steuerungs- und Meßtechnik bei der bisherigen Systembetriebsetzung berichtet. Die Maßnahmen zu ihrer Behebung wurden dargelegt. Es ergeben sich daraus keine Bedenken gegen die weiteren Inbetriebnahmeschritte.

Störfallbeherrschung

Zusätzlich zu den Informationen über den derzeitigen Errichtungsstand wurde die RSK nochmals zusammenfassend über die wesentlichen anlagenspezifischen Störfallabläufe und die entsprechenden Gegenmaßnahmen informiert.

Der Gutachter hat der RSK bestätigt, daß die sicherheitstechnisch relevanten Störfälle, die auch andere Störfallmöglichkeiten abdecken, und die entsprechenden Gegenmaßnahmen in den Störfallanalysen erfaßt und konsistent behandelt wurden. Insbesondere sind ausreichend zuverlässige Einrichtungen zur Störfallerkennung und wirksame Einrichtungen zur Störfallbeherrschung vorhanden. Das Einzelfehlerkriterium, soweit erforderlich auch bei gleichzeitigen Instandhaltungsvorgängen, wurde berücksichtigt.

Als abdeckend für das gesamte Spektrum möglicher Störfälle im Hinblick auf die zu erwartende Strahlenexposition in der Umgebung hat sich der maximale Druckentlastungsstörfall erwiesen. Der Gutachter hat Rechnungen des Antragstellers bestätigt, die zeigen, daß die Störfallplanungswerte des § 28 Abs. 3 StriSchV bei allen Störfällen deutlich unterschritten werden.

Fachkunde des verantwortlichen Personals

Die Fachkundepflichten für das verantwortliche Inbetriebnahme-Schichtpersonal werden aufgrund des für diese Anlage besonderen Inbetriebnahmeschritts in Anlehnung an die beiden Abschnitte der nuklearen Inbetriebnahme abgelegt. Entsprechend werden die dazu erforderlichen Kenntnisse für die Leistungsversuche in einem zweiten Schritt vermittelt, der auf dem Kenntnisstand für die Nullenergieversuche aufbaut. Die RSK nimmt die geplante Vorgehensweise zum Erwerb und Nachweis der Fachkunde zur Kenntnis. Sie geht davon aus, daß die Anforderungen an die Ausbildung sowie die Erfordernisse der anlagenspezifischen, praktischen Erfahrungen erfüllt werden. Aufgrund der Angaben der Antragsteller und der Genehmigungsbehörde sieht die RSK keinen Anlaß, zu bezweifeln, daß der Nachweis ausreichender Fachkunde des Inbetriebnahme-Schichtpersonals erbracht wird, bevor es in der betreffenden Funktion erstmals eigenverantwortlich tätig wird.

Betriebshandbuch (BHB)

Die RSK hat den Umfang und Stand der Erstellung und Begutachtung des Betriebshandbuchs, die Betriebsordnungen sowie Auszüge aus Einzelkapiteln geprüft. Insbesondere hat sie sich stichpunktartig mit der Gestaltung des BHB und der Art der Anweisungen im Störfallkapitel befaßt.

Die RSK verweist auf ihre Beratungsergebnisse auf der 186. Sitzung (19. Mai 1983) im Bezug auf personell-organisatorische Fragen im Bereich der nuklearen Sicherheit. Die dort genannten Aufgaben, Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten sollten deutlich im Organisationsplan der Anlage ausgewiesen werden. Die RSK geht weiterhin davon aus, daß die Weisungsstrukturen zur Durchführung von Inbetriebsetzungsversuchen unter hinreichender Beachtung der Anlagensicherheit hierarchisch und fachlich eindeutig und im erforderlichen Ausmaß geregelt werden. Die Verantwortlichkeit und Zuständigkeit für den sicheren Betrieb der Anlage muß beim verantwortlichen Schichtpersonal und seinen Vorgesetzten liegen.

Bei Aspekten der inhaltlichen und formalen Gestaltung des Betriebshandbuchs verweist die RSK auf ihre schon früher geäußerte Auffassung. Danach sind in den Abschnitten „Anomaler Betrieb“ und „Störfälle“

- die Erkennungsmöglichkeiten der anomalen Betriebsvorgänge und der Störfälle
- die Schutzziele
- die automatisch ablaufenden Vorgänge
- die vom Schichtpersonal durchzuführenden Maßnahmen
- die Zustände, in die die Anlage gebracht werden soll und in denen sie gehalten werden kann

übersichtlich und den unterschiedlichen Sachverhalten angemessen darzustellen. Ferner sind im Betriebshandbuch allgemeine Verhaltensregeln und Vorgehensweisen bei widersprüchlichen Anzeigen und Meldungen und zur Klärung möglicher Ursachen und Konsequenzen von Störungen aufzunehmen. Die RSK geht davon aus, daß die beachteten Ergänzungen und Überarbeitungen des Betriebshandbuchs vor und nach Übergabe des Kernkraftwerkes in Abstimmung mit dem Gutachter vorgenommen werden.

Inbetriebsetzungsprogramm (Leistungsversuche)

Das Programm der beantragten 2. Teilbetriebsgenehmigung umfasst Inbetriebsetzungsschritte bis hin zum befristeten Versuchsbetrieb bei Nennleistung. Die einzelnen Schritte sind verknüpft mit Komponentenfunktionsprüfungen und der Bestimmung von Anlagen- und Komponentenbetriebsdaten unter stationären Bedingungen und bei transienten Vorgängen. Mit den Prüfungen und Versuchsschritten soll der experimentelle Nachweis der korrekten Funktion der Betriebs- und Sicherheitssysteme und der Nachweis der Einhaltung der Auslegungswerte erbracht werden. Die RSK wurde über den Umfang der einzelnen Inbetriebnahmeschritte und Gutachtensbedingungen informiert. Der Gutachter hat bestätigt, daß unter Berücksichtigung der Gutachtensbedingungen die zu den Inbetriebnahmeschritten jeweils benötigten Systeme ausreichend geprüft zur Verfügung stehen werden und mögliche Störungen oder Störfälle zuverlässig beherrscht werden können.

Die RSK bestätigt, daß differenzierte und nach ihrer Auffassung hinreichend vollständige Festlegungen zur Durchführung des Inbetriebsetzungsprogrammes eines Prototypreaktorwerkes getroffen wurden. Sie geht davon aus, daß die Anlage in ihrem jeweiligen technischen Zustand den Anforderungen bei den einzelnen Versuchsschritten entspricht. Die RSK wünscht über die bei der Inbetriebnahme anfallenden Erfahrungen vor Übergabe an den Betreiber in Kenntnis gesetzt zu werden. Sie bittet weiterhin darum, über sicherheitstechnisch relevante Betriebsereignisse jährlich unterrichtet zu werden. Sie hat keine Bedenken gegen die Durchführung der mit der 2. Teilbetriebsgenehmigung beantragten Versuche.

Strahlenschutz

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der RSK hat sich in Sitzungen am

28./29. Februar 1984 (am Standort) und
29. März 1984

mit den Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb des THTR-300 in Hamm-Uentrop befaßt. Im einzelnen ergaben diese Beratungen folgende Ergebnisse:

Strahlenschutz des Personals

Anfänglich einer Besichtigung der Anlage konnte sich der Ausschuß davon überzeugen, daß ausreichende technische Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes getroffen wurden, die geeignet sind, die radiologische Belastung des Betriebspersonals so gering wie möglich zu halten. Dabei wurden u. a. Erfahrungen aus der Inbetriebnahme und dem Betrieb des AVR-Reaktors verwertet. Gleichzeitig wurden die Forderungen der „Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor. Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge des Bundesministers des Innern (veröffentlicht im Gemeinsamen Ministerialblatt am 31. 8. 78), soweit sie auf ein Kernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor übertragbar sind, erfüllt. Diese Maßnahmen lassen eine weitere Verringerung der Strahlenexposition des Personals im Vergleich zum AVR erwarten.

Außerdem wurden dem Ausschuß Fassungen der

- Strahlenschutzordnung sowie der
 - Instandhaltungsordnung
- vorgelegt.

Von den genannten Ordnungen lagen sowohl Fassungen des Herstellers (HRB) für die Inbetriebnahme als auch im Entwurf die entsprechende Fassung des späteren Betreibers (HKC) vor. Der Ausschuß stimmt den in diesen Ordnungen beschriebenen, grundlegenden Festlegungen zu und erwartet, daß seine Empfehlung zur Angleichung der Betriebsordnungen beachtet wird.

Weiterhin hat sich der Ausschuß davon überzeugt, daß die vorgesehene Kreislauf-, Raumluft- und Ortsdosisleistungsüberwachung sowie die Maßnahmen zur Personenüberwachung den zu stellenden Anforderungen entsprechen.

Strahlenexposition in der Kraftwerks Umgebung

Bestimmungsgemäßer Betrieb

Bei der Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des THTR-300 in Hamm-Uentrop ging der Sachverständige von den nachfolgend aufgeführten beantragten jährlichen Abgabemengen aus:

Ableitung mit Luft

- Radioaktive Edelgase	$6,7 \times 10^{14}$ Bq	(18 000 Ci)
- Aerosolförmig auftretende Radionuklide mit Halbwertszeit von mehr als 8 Tagen	$3,7 \times 10^8$ Bq	(0,01 Ci)
- ^{131}I	$3,7 \times 10^8$ Bq	(0,01 Ci)
- Tritium	$8,1 \times 10^{11}$ Bq	(220 Ci)

Zusätzlich wird vom Sachverständigen und Hersteller auf Grund von Messungen beim AVR-Reaktor und auf Grund theoretischer Überlegungen eine jährliche Emissionsrate von $1,9 \times 10^{12}$ Bq (50 Ci) Kohlenstoff-14 erwartet. Dieser Wert wurde bei den Berechnungen der potentiellen Strahlenexposition berücksichtigt.

Ableitung mit Wasser

- Spalt- und Aktivierungsprodukte	$1,9 \times 10^{10}$ Bq	(0,5 Ci)
- Tritium	$3,7 \times 10^{11}$ Bq	(1 000 Ci)

Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Berechnungen zur Strahlenexposition der Umgebung eingehend beraten und sich davon überzeugt, daß bei Ausschöpfung der genannten Antragswerte für den THTR-300 die Dosisgrenzwerte des § 45 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

Störfälle

Der Ausschuß hat die vom Hersteller und von Sachverständigen vorgelegten Berechnungen über die radiologischen Auswirkungen von Störfällen beraten.

Die Ergebnisse der Störfallberechnungen für alle Expositionspfade einschließlich Ingestion unterschreiten deutlich die Werte des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung, die für die Planung neuer Anlagen gelten.

Emissions- und Immissionsüberwachung

Die Messung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft erfolgt in Übereinstimmung mit der KTA-Regel 1503.1

Einzelheiten der Messung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser werden zur Zeit noch im Rahmen der wasserrechtlichen Erlaubnis auf der Grundlage der KTA-Regel 1504 diskutiert. Der Ausschuß geht davon aus, daß die speziellen Anforderungen an die Überwachung und Bilanzierung beim THTR-300, die in dieser Regel nicht voll berücksichtigt sind, hier so festgelegt werden, daß die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte auch bei dem großen Abwasservolumen nachgewiesen werden kann.

Bezüglich der Immissionsüberwachung wurde das Umgebungsüberwachungsprogramm vorgelegt. Das Programm erfüllt die Forderungen der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“.

Zur Erfassung meteorologischer Parameter ist die Errichtung eines Doppler-SODAR-Systems vorgesehen. Der Ausschuß ist mit diesem System einverstanden und bittet um die Vorlage von Detailunterlagen.

Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen und Störfällen

Bezüglich der im § 38 der Strahlenschutzverordnung geforderten Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Störfällen wurden dem Ausschuß Unterlagen vorgelegt. Den darin beschriebenen Einrichtungen, Hilfsmitteln und organisatorischen Maßnahmen stimmt der Ausschuß zu.

Zusammenfassung

Die RSK stellt fest, daß sie bei Berücksichtigung dieser Empfehlung und bei erfolgreichem Abschluß der Nullenergieversuche (1. Teilbetriebsgenehmigung) sowie anstehender Funktions- und Abnahmepfahrungen keine Bedenken gegen die Inbetriebsetzungversuche und den befristeten Leistungsversuchsbetrieb des 300 MWe-THTR-Prototypkernkraftwerkes hat.

Die RSK beabsichtigt, die ersten Betriebserfahrungen des befristeten Leistungsversuchsbetriebes zu erörtern. Sie bittet, routinemäßig jährlich über sicherheitstechnisch relevante Betriebserfahrungen unterrichtet zu werden.

4. RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren**21 Zu unterstellende Leckagen und Brüche**

21.1 Zu unterstellende Leckquerschnitte an der Hauptkühlmitteleitung einschließlich austenitischer Anschlußleitungen (Stahl 1.4550) DN > 200 mm und am Reaktordruckbehälter

(1) Reaktions- und Strahlkräfte auf Rohrleitungen, Komponenten, Komponenteneinbauten und Gebäudeteile

1*) Hinsichtlich der Belastungsannahme für die Reaktions- und Strahlkräfte auf Rohrleitungen, Komponenten und Gebäudeteile ist ein Leck mit einem Querschnitt von 0,1 F (F = offene Querschnittfläche in der jeweiligen Leitung) und statischer Ausströmung für verschiedene Bruchlagen zu unterstellen. Als Belastungsannahme für die Einbauten des Reaktordruckbehälters ist ein schnellöffnendes Leck (lineares Öffnungsverhalten, Öffnungszeit 15 ms) mit einem Querschnitt von 0,1 F in den Hauptkühlmitteleitungen für verschiedene Bruchlagen zu unterstellen.

2 Zur Beherrschung der Auswirkungen (Druckaufbau in der Reaktorgrube, Entlastungsdruckwelle auf Einbauten des Reaktordruckbehälters) eines unterstellten Lecks mit dem Querschnitt 0,1 F zwischen Reaktordruckbehälter und biologischem Schild sind Vorkehrungen, z. B. Doppelrohre im Bereich der Durchführung der Hauptkühlmitteleitungen durch den biologischen Schild, vorzusehen.

(2) Vorgaben für die Auslegung und den Sicherheitsnachweis der Notkühlsysteme, des Sicherheitsbehälters und dessen Einbauten sowie der Abstützung der Primärkreis-komponenten.

Bei der Auslegung und rechnerischen Überprüfung sind folgende Postulate maßgebend:

1 Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit (vgl. Kap. 22.1.1) sind Leckquerschnitte in den Hauptkühlmitteleitungen bis 2 F zugrunde zu legen. Die Notkühlsysteme sind entsprechend auszulegen.

2 Der Ermittlung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters sowie der Ermittlung der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters sind Leckquerschnitte bis zu 2 F in den Hauptkühlmitteleitungen zugrunde zu legen.

Auch bei der Ermittlung des Auslegungsdrucks und der Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen ist von einem Leckquerschnitt in den Hauptkühlmitteleitungen von 2 F auszugehen.

3 Für den Nachweis der Standsicherheit der Komponenten Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen und Druckhalter sind folgende formale Annahmen zu treffen:

Die Standsicherheit der Komponenten muß für die statische Kraft P_{ax} gewährleistet sein

$$\begin{aligned} \text{Größe} \quad P_{ax} &= p \times F \times S \\ p &= \text{Nennbetriebsdruck} \\ F &= \text{offene Querschnittfläche} \\ S &= 2 \text{ (Sicherheitsfaktor)} \end{aligned}$$

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht

Wirkung: Stutzenmittellachse in Richtung Komponente

Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Der Standsicherheitsnachweis muß für jeden Stutzen getrennt geführt werden.

Hinweis: Beim Dampferzeuger ist die Standsicherheit in gleicher Weise für den Anschluß des Sekundärkreislaufs zu gewährleisten.

(3) Deterministisch zu unterstellender Leckquerschnitt am Reaktordruckbehälter.

1 Im Hinblick auf die Verankerung des Reaktordruckbehälters, die Belastung der Einbauten im Reaktordruckbehälter und die Auslegung des Kernnotkühlsystems ist am Reaktordruckbehälter auch ein Leck von etwa 20 cm² (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante zu unterstellen. Vorschäden am Reaktordruckbehälter, die zu einer Leckgröße von mehr als 20 cm² führen könnten, müssen mittels geeigneter Überwachungsmaßnahmen rechtzeitig erkennbar sein.

2 Der Auslegung sind auch die Auswirkungen des plötzlichen Bruches eines Steuerelementstutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt sowie die postulierten Leckagen am Reaktordruckbehälter zugrunde zu legen.

(4) Druckabsicherung des Niederdrucksystems gegen das Hochdrucksystem

Es sind Vorkehrungen gegen einen Druckaufbau im Niederdrucksystem infolge Versagens der Druckabsicherung zum Hochdrucksystem (Druckführende Umschließung) zu treffen (z. B. Wiederkehrende Prüfung der Funktion der Armaturen, Messung des Druckes zwischen zwei hintereinandergeschalteten Armaturen, Anzeige von Leckagen auf der Warte).

*1) Hinweis: Diese Festlegung ist relevant für die Auslegungsanforderungen in Kap. 2.3 (1) Einbauten im Reaktordruckbehälter
5.1 (3) Einbauten im Sicherheitsbehälter
5.2 (1), (3) Elektrische Einrichtungen im Sicherheitsbehälter

195. Sitzung am 18.4.1984

In dieser Sitzung wurde keine Empfehlung verabschiedet.

196. Sitzung am 27.6.1984

BAnz. Nr. 243 vom 29.12.1984

ALKEM**Empfehlung zum Sicherheitskonzept und zu konzeptionellen Einzelfragen späterer Teilerrichtungsgenehmigungen**

Die Fa. ALKEM GmbH hat am 12. 12. 1975 einen Antrag nach § 7 AtG zur Errichtung und zum Betrieb einer ortsfesten Anlage zur Bearbeitung und Verarbeitung von Kernbrennstoffen zur Herstellung von Brennelementen aus Uran/Plutonium-Mischoxid für thermische und Schnellbrüter-Forschungs- und Leistungsreaktoren gestellt. Dieser Antrag, der mit Schreiben vom 18. 1. 1984 präzisiert wurde, bezieht sich sowohl auf die Genehmigung bestehender Anlagen, die eine Verwendungsgenehmigung nach § 9 AtG besitzen und für die auf Grund des 3. Gesetzes zur Änderung des Atomgesetzes eine Genehmigung nach § 7 AtG erforderlich ist, als auch auf neu zu errichtende Gebäude und Anlagenteile. Am 18. 1. 1984 hat die ALKEM ergänzend einen Antrag auf einen Vorbescheid nach § 7a AtG gestellt, durch den konzeptionelle Einzelfragen der beantragten Anlage entschieden werden sollen.

Der Ausschuß Brennstoffverarbeitung und -lagerung und die RSK haben sich in mehreren Sitzungen mit den beantragten Anlagen befaßt und über die sicherheitstechnischen Fragen, insbesondere die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Störfälle und Einwirkungen von außen, beraten. Strahlenschutzfragen sind vom Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK beraten worden.

1 Anlagenbeschreibung

Die Gebäude der Fa. ALKEM liegen innerhalb eines eigenen Sicherungsraumes im südlichen Bereich des Nuklearlandes Hanau-Wolfgang.

Die Gesamtanlage besteht aus den bereits vorhandenen Bauwerken

- Fertigungshallen 1 und 2
- Versorgungszentralen 1 und 2
- Sozialgebäude
- Rauchgas- und Fortluftkamin
- teilverbunkertes Spaltstofflager (mit Produktionseinrichtungen)
- Gas- und Freilager 1

und den geplanten Neubauten

- Fertigungsgebäude
- Versorgungszentrale 3
- Gaslager 2

sowie weiteren Hilfsgebäuden.

Der Antrag der ALKEM beinhaltet u. a. den Umgang, d. h. Lagerung und Verarbeitung von

- 6700 kg Plutonium,
- 6 kg Americium in abgetrennter Form,
- Uran verschiedener Anreicherung mit einem Gesamtgehalt an Uran-235 bis zu 550 kg;
- 30 000 kg abgereichertem Uran und
- 50 000 kg natürlichem Uran.

Die Produktionsanlagen und das Spaltstofflager zur Verarbeitung und Lagerung von Uran und Plutonium werden im Endzustand in einem allseitig geschlossenen Gebäudekomplex untergebracht sein.

Zu diesem Komplex gehören das neu zu errichtende, gegen Einwirkungen von außen geschützte Fertigungsgebäude, das bereits vorhandene verbunkerte Spaltstofflager sowie der nicht verbunkerte Teil des Spaltstofflagers und die beiden bisherigen Fertigungshallen.

Die Produktionsanlagen sind in folgende Bereiche unterteilt:

- Chemiebereich
- Keramikbereich
- Brennstabbereich
- Brennelementbereich

Der Chemiebereich besteht aus zwei getrennten Anlagenbereichen. Der Anlagenbereich I ist im verbunkerten Teil des Spaltstofflagers angeordnet. Hier sollen in Prozeßanlagen der Konversion Plutoniumnitrat bzw. Uran/Plutonium-haltige Lösungen gelagert werden. Das beantragte Gesamtinventar für den verbunkerten Teil des Spaltstofflagers beträgt bis zu 5000 kg Plutonium. Der Anlagenbereich II soll im Fertigungsgebäude errichtet werden.

Im Fertigungsgebäude soll der Keramikbereich eingerichtet werden. Er wird unterteilt in den Keramikbereich Pulver, in dem die Weiterverarbeitung des Plutoniumdioxid- bzw. Uran/Plutoniumdioxid-Pulvers erfolgt, und den Keramikbereich Tabletten, in dem das Pulver zu Tabletten gepreßt und die Tabletten anschließend gesintert und geschliffen werden. Ebenfalls im Fertigungsgebäude werden die Tabletten anschließend im Brennstabgebäude zu Brennstäben verarbeitet. Für das Fertigungsgebäude ist der Umgang mit bis zu 1600 kg Pu beantragt.

Die Brennstäbe werden im unverbunkerten Teil des Spaltstofflagers assembliert und werden dann im verbunkerten Teil des Spaltstofflagers zwischengelagert. Für den unverbunkerten Teil des Spaltstofflagers ist der Umgang mit 99 kg Pu beantragt.

In den Fertigungshallen 1 und 2 werden u. a. das Stabtechnikum zur Vorbereitung der Strukturteile und Hüllrohre, Einrichtungen zur Erprobung von Komponenten, „heiße“ Instandhaltungseinrichtungen und Anlagen zur Abfallbehandlung untergebracht werden. Die Plutoniummenge in den Fertigungshallen wird auf 1 kg beschränkt.

2 Plutoniumzusammensetzung

Die ALKEM hat ihren Sicherheitsbetrachtungen einschließlich Kritikalität und Strahlenschutz eine Plutoniumzusammensetzung (Referenzgemisch) zugrunde gelegt, die dem aus Leichtwasserreaktoren stammenden Plutonium bei einem Abbrand von 32000 MWd/t entspricht. Der Sachverständige hat die Randbedingungen festgelegt, unter denen Abweichungen vom Referenzgemisch im Hinblick auf den Strahlenschutz zulässig sind. Die RSK hält diese Vorgaben für angemessen und stimmt ihnen zu.

3 Sicherheitseinschluß

Zum Schutz der Umgebung gegen eine Freisetzung radioaktiver Stoffe erfolgt die Verarbeitung von Uran und Plutonium nach dem Prinzip der mehrfachen, sich umschließenden Rückhaltebarrieren. Plutonium wird als offenes Material ausschließlich umhüllt in Handschuhkästen, die in besonderen Arbeitsräumen stehen, verarbeitet. Durch ein gestaffeltes Druckgefälle, jeweils in Richtung der höheren Aktivität, wird bei Leckagen die Ausbreitung von radioaktivem Material verhindert. Gegenüber dem Betriebspersonal in der Anlage ist mindestens eine Barriere vorgesehen. Bei Störfällen muß wenigstens eine der Rückhaltebarrieren gegenüber der Umgebung wirksam bleiben.

Die Arbeitsräume, in denen sich die Prozeßanlage sowie die Einrichtungen zur Lagerung von Uran und Plutonium befinden, sind in einem allseitig geschlossenen Gebäudekomplex untergebracht. Dieser ist als Kontrollbereich gemäß Strahlenschutzverordnung ausgewiesen.

Zu diesem Kontrollbereich gehören u. a.:

- das Fertigungsgebäude,
- das Spaltstofflager,
- die beiden Fertigungshallen.

Der Zugang zu diesem Kontrollbereich erfolgt über einen Personen- und Materialzugang, die beide während des Betriebs ständig überwacht werden und räumlich voneinander getrennt angeordnet sind.

4 Störfälle und Einwirkungen von außen

Bei der Festlegung der Auslegungstörfälle wurden die im Auftrag des BMI von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit erstellten, im Länderausschuß beratenen und vom BMI zur Anwendung veröffentlichten „Sicherheitsanforderungen für die Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennelementen“ berücksichtigt. Die Ereignisse von innen lassen sich in 6 Störfallarten unterteilen, die bereits früher von der RSK beraten wurden:

- Leckagen in Anlagenteilen oder Apparaten
- Absturz beim Transport
- Brand
- Explosionen
- Krikkalität
- Ausfall von Versorgungs- und Mediensystemen

Als Einwirkungen von außen werden u. a. die Ereignisse Sturm, Hochwasser, Blitzschlag, Eindringen schädlicher Stoffe sowie Erdbeben bei der Anlagenplanung berücksichtigt. Der Sachverständige hat für die Störfälle die Einhaltung der Störfallplanungspläne gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV überprüft und bestätigt. Nach Meinung der RSK wurden alle zu unterstellenden Störfälle berücksichtigt und die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorgemaßnahmen gegen Störfälle sind vorgesehen.

Auf Grund der sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit für einen Flugzeugabsturz auf die Anlage und des damit verbundenen geringen Risikos ist dieses Ereignis nicht als Auslegungstörfall zu unterstellen.

Der vorgesehene mechanische Schutz dieser Anlage gegen Flugzeugabsturz ist lediglich als Maßnahme zur Verminderung des Restrisikos zu betrachten, er liefert gleichzeitig auch einen übergreifenden Beitrag zum Schutz gegen Einwirkungen Dritter. Bezüglich der Berücksichtigung des Ereignisses „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ stellt die RSK fest, daß auf Grund der vorgesehenen technischen Auslegung der Gebäude zum Umgang und zur Lagerung von Plutonium sowie der Mengenbegrenzung in nicht besonders geschützten Bereichen gravierende radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung beim Ereignis Druckwelle nicht zu erwarten sind. Außerdem ist auch wegen der sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit dieses Ereignis dem Restrisikobereich zuzuordnen.

Insgesamt stellt die RSK fest, daß die geplanten und zum Teil schon vorhandenen Schutzmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen in der beantragten Anlage der Fa. ALKEM einen Sicherheitsstand repräsentieren, der dem gegenwärtigen Stand der Genehmigungspraxis entspricht.

5 Strahlenschutz

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK hat sich in der Sitzung am 14. Juni 1984 mit konzeptrelevanten Strahlenschutzfragen des Genehmigungsantrages nach § 7 AtG bezüglich des Neubaus sowie des Weiterbetriebs der Alt-Anlage der Brennelementfabrik ALKEM GmbH in Hanau befaßt und nimmt dazu wie folgt Stellung:

5.1 Strahlenexposition in der Umgebung der Brennelementherstellungsanlage ALKEM

Bestimm. ungemäßer Betrieb

Die potentielle Strahlenexposition in der Umgebung des Nuklearlandes wurde auf der Basis der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässern“ sowie unter Berücksichtigung standortspezifischer Daten unter Zugrundelegung der Antragswerte der Firma ALKEM für die jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser berechnet. Bei der Berechnung der Vorbelastung werden die Emissionen der ebenfalls auf dem Nuklearlande Hanau-Wolfgang gelegenen Nuklearanlagen sowie weiterer Emittenten, die zur Strahlenexposition am Standort beitragen können, zugrunde gelegt. Außerdem wird der Beitrag durch den bereits erfolgten mehrjährigen Betrieb der Anlage am Standort und die daraus resultierende Anreicherung radioaktiver Stoffe im Boden berücksichtigt. Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Rechnungen beraten und sich davon überzeugt, daß die in § 45 StrlSchV genannten Grenzwerte eingehalten werden.

Störfälle

Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Rechnungen über die radiologischen Auswirkungen von Störfällen beraten. Bezüglich der betrieblichen Störfälle wurden die in Abschnitt 4 genannten Ereignisse betrachtet.

Störfallbedingte Freisetzungen radioaktiver Stoffe über den Abwasserpfad können aufgrund der getroffenen Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen werden.

Zur potentiellen Strahlenexposition infolge Freisetzungen über den Abluftpfad und durch Direktstrahlung wurden Dosisberechnungen durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, daß auch bei Berücksichtigung des Expositionsplades Ingestion die Störfallplanungspläne des § 28 Abs. 3 StrlSchV in der Umgebung der Anlage eingehalten werden.

5.2 Strahlenschutz des Personals

Der Ausschuß hat sich im Rahmen der Beratung zum Strahlenschutz des Personals mit konzeptrelevanten Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes befaßt. Insbesondere hat sich der Ausschuß davon überzeugt, daß bezüglich der nachfolgend genannten konzeptrelevanten Punkte die an den Strahlenschutz zu stellenden Forderungen eingehalten werden:

- Einteilung in Strahlenschutzbereiche
- Zugangskonzept für Strahlenschutzbereiche
- Kontaminationsüberwachung
- Maßnahmen zur Einhaltung der Forderungen des § 54 StrlSchV.

Betriebs Erfahrungen bei der Handschuhkastentechnik zeigen, daß ca. 80% - 90% des Betriebspersonals Ganzkörperdosen von weniger als 1 rem pro Jahr erhalten. Im Mittel wird ein Wert von 500 mrem eingehalten.

Da zu erwarten ist, daß sich die Plutoniumzusammensetzung durch höhere Abbrände und die eventuelle Verarbeitung rezyklierter Brennstoffe ändert, hat der Gutachter eine damit verbundene Erhöhung der Quellstärken der Strahlung bis zu 25% berücksichtigt. Er hat für den vorliegenden Antrag die Maßnahmen zum Strahlenschutz des Personals, soweit sie das Konzept betreffen, überprüft und bestätigt, daß die Forderungen der §§ 49 und 54 StrlSchV eingehalten werden können.

Vom Antragsteller wurde dem Ausschuß bestätigt, daß während des Betriebs der Anlage alle Möglichkeiten ausgeschöpft werden sollen, aufgrund von Betriebs Erfahrungen und technischen Weiterentwicklungen die Strahlenexposition des Personals weiterhin zu minimieren.

6 Sicherheitstechnische Einzelfragen

Handschuhkastentechnik

Die RSK hat die Frage behandelt, inwieweit bei der eingesetzten bzw. geplanten Handschuhkastentechnik der ALKEM die zum Schutz des Betriebspersonals geltenden Anforderungen erfüllt werden. Die RSK stellt generell fest, daß die Handschuhkastentechnik seit mehreren Jahrzehnten weltweit eingesetzt wird und sich bewährt hat. Die Beratungen haben ergeben, daß die Handschuhkastentechnik der ALKEM dem Stand der Technik entspricht und mit ihr die Bestimmungen über die Inkorporation radioaktiver Stoffe und den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen eingehalten werden können.

Da zu erwarten ist, daß sich die Plutoniumzusammensetzung durch höhere Abbrände und die eventuelle Verarbeitung rezyklierter Brennstoffe (U und Pu) ändert und sich die Quellstärke der Strahlung erhöht, empfiehlt die RSK eine stetige Weiterentwicklung der Handschuhkastentechnik und eine Ausschöpfung der Möglichkeiten, z. B. durch Fernbedienung und Automatisierung der Verfahren, die Expositionszeit des Personals zu reduzieren.

Notstromversorgung

Bei den Beratungen über Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Störfällen wurde die Frage diskutiert, ob die Notstromversorgung bei den Anlagen der ALKEM eine sicherheitstechnische Bedeutung hat. Die RSK ist der Ansicht, daß die Notstromversorgung im Hinblick auf

- die Ableitung von Radiolysewasserstoff aus Plutoniumintrat-Tanks,
- die Wärmeabfuhr aus dem Spaltstofflager und
- zur Aufrechterhaltung des Unterdrucks in den Handschuhkästen

sicherheitstechnische Bedeutung hat. Sie hält die bereits vorhandenen und für den späteren Betrieb der erweiterten Anlagen der ALKEM vorgesehenen Einrichtungen der Notstromversorgung für ausreichend. Da genügend Zeit für Schutzmaßnahmen zur Verfügung steht, geht die RSK davon aus, daß kurze Unterbrechungen der Stromversorgung zulässig sind.

Auslegung gegen Erdbeben

Bei dem gegen Einwirkungen von außen geschützten Teil des Spaltstofflagers und beim Fertigungsgebäude gewährleistet die Außenschale der Gebäude in Verbindung mit einer verbesserten Rückhaltung wie z. B. einer vom Gutachter geforderten Auslegung der Lüftungsanlagen den Einschluß der radioaktiven Stoffe.

Hinsichtlich des nicht gegen Einwirkungen von außen geschützten Teils des Spaltstofflagers und der Fertigungshallen 1 und 2 müssen nach Ansicht der RSK die vom Sachverständigen vorgeschlagenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Standfestigkeit der Handschuhkästen beim Sicherheitserdbeben realisiert werden oder es muß nachgewiesen werden, daß die Auswirkungen beim Sicherheitserdbeben innerhalb zulässiger Grenzen bleiben. Bei einem solchen Nachweis kann nach Ansicht der RSK in Anbetracht der sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit des Sicherheitserdbebens bei den radiologischen Rechnungen von realistischen Werten ausgegangen werden. Die zuvor erwähnten, vom Sachverständigen vorgeschlagenen Maßnahmen sind nach Ansicht der RSK realisierbar.

7 Zusammenfassung

Die RSK hat das Sicherheitskonzept der von der Fa. ALKEM GmbH beantragten Anlage beraten. Sie stellt fest, daß die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage durch Realisierung der vorgesehenen Maßnahmen getroffen wird. Die RSK ist der Ansicht, daß den Ausführungen des Antragstellers über konzeptionelle Einzelfragen gefolgt werden kann. Die RSK hat daher keine Bedenken gegen das Sicherheitskonzept der beantragten Anlage und gegen deren Errichtung sowie den Betrieb des bestehenden verbunkerten Spaltstofflagers.

197. Sitzung am 19.9.1984

In dieser Sitzung wurde keine Empfehlung verabschiedet.

198. Sitzung am 17.10.1984

BAnz. Nr. 26a vom 7.2.1985

**Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen
Empfehlung zum Standort, zum Sicherheitskonzept und zur ersten Teilerrichtungsgenehmigung**

Einführung

Die Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) hat für die Standorte bei Wackersdorf, Bayern, und Draguhn, Niedersachsen, Anträge nach § 7 AtG auf Errichtung und Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage für abgebrannte Kernbrennstoffe gestellt. Bis auf standortbedingte Besonderheiten sind die Anlagenkonzepte in ihren Auslegungsmerkmalen zeichnungsgleich, lediglich die Aufnahmekapazität des Brennelement-Eingangslagers unterscheidet sich: 1500 t beantragt für den Standort Wackersdorf, 500 t für den Standort Draguhn.

Im Auftrag des Bundesministeriums des Innern (BMI) hat sich die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) mit sicherheitstechnischen Fragen zum Standort, zum Sicherheitskonzept und zur ersten Teilerrichtungsgenehmigung für die beantragte Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen befaßt.

In ihren Beratungen hat die RSK eine Prüfung der Eignung der Standorte und des Sicherheitskonzepts der beantragten Anlage vorgenommen.

Darüber hinaus hat die RSK überprüft, inwieweit ihre im Februar 1978 empfohlenen F&E-Vorhaben und Untersuchungen zum damals beantragten Nuklearen Entsorgungszentrum auch für das Konzept der Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen von Bedeutung sind. Sie stellt fest, daß keine konzeptentscheidenden Fragestellungen mehr offenstehen.

Außerdem hat die RSK die technischen Möglichkeiten und Maßnahmen zur Minimierung der Ableitung radioaktiver Stoffe und des Anfalls radioaktiver Abfälle und zur Reduzierung des Restrisikos beraten.

Die in dieser Empfehlung enthaltenen Aussagen zu Strahlenschutzaspekten wurden vom Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der Strahlenschutzkommission (SSK) erarbeitet und von der SSK verabschiedet.

Das technische Anlagenkonzept wurde für beide Anlagen gemeinsam behandelt, wobei die Einflüsse standortspezifischer Gegebenheiten berücksichtigt wurden.

Zur Beurteilung der Eignung der von der DWK vorgeschlagenen Standorte lagen der RSK die Standortgutachten vor.

Basis der Beratungen und der Empfehlung waren die Sicherheitsberichte, die Konzeptunterlagen WA 350 sowie ergänzende Unterlagen der DWK, die den Gutachtern zur Begutachtung vorliegen, deren Erläuterung durch den Antragsteller sowie mündliche Sachstandsberichte zum Stand der Begutachtung durch die Gutachter. Zur Erarbeitung der Empfehlung zur ersten Teilerichtungs-genehmigung gaben die Gutachter mündliche Erläuterungen ab.

Die Empfehlung gliedert sich wie folgt:

- 1 Eignung der vorgesehenen Standorte
- 1.1 Standort bei Wackersdorf
- 1.2 Standort bei Dragahn
- 1.3 Zusammenfassung der Standortbewertung
- 2 Sicherheitskonzept
- 2.1 Verfahrenstechnik
- 2.2 FEMO-Technik
- 2.3 Barrierenkonzept
- 2.4 Lüftungskonzept
- 2.5 Kulkkonzept
- 2.6 Kritikalitätssicherheitskonzept
- 2.7 Konzept der elektrischen Energieversorgung
- 2.8 Konzept der Leittechnik
- 2.9 Mischoxid-Brennelementherstellung
- 2.10 Rückhaltung und Ableitung radioaktiver Stoffe
- 2.11 Abfallbehandlungs- und Lagerkonzept
- 2.12 Strahlenschutz
- 2.13 Qualitätssicherung
- 2.14 Brandschutzkonzept
- 2.15 Störfallanalyse
- 2.16 Bautechnische Auslegung
- 2.17 Maßnahmen zur Minimierung von Auswirkungen auf die Umwelt
- 2.18 Zusammenfassende Bewertung des Sicherheitskonzepts
- 3 Empfehlung zur ersten Teilerichtungs-genehmigung (1. TEIG).

1 Eignung der vorgesehenen Standorte

Die Bewertung der sicherheitstechnisch relevanten Standortgegebenheiten erfolgte für beide Standorte unter Anwendung der „Kriterien zur Standortvorauswahl für Wiederaufarbeitungsanlagen“ des BMI sowie des „Prüfkataloges zur raumordnerischen Standortbeurteilung einer Anlage zur Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe (WAA) in Niedersachsen“ bzw. der „Kriterien zur Bewertung von Standorten für eine industrielle Anlage zur Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe in Bayern“, in denen die spezifischen Gegebenheiten dieser Bundesländer berücksichtigt sind.

Die Anwendung des BMI-Kriterienkataloges sowie der Kriterienkataloge der beiden Landesregierungen zur Standortbeurteilung für Wiederaufarbeitungsanlagen weist für alle Kriterienfelder mindestens gute und größtenteils sehr gute Standortdaten aus.

Der TÜV Hannover bzw. die Gutachter-Arbeitsgemeinschaft Wiederaufarbeitungsanlage Bayern haben die Eignung der Standorte unter Hinzuziehung geologischer, hydrologischer, baugrundtechnischer, meteorologischer und seismologischer Gutachten und Stellungnahmen untersucht.

Aus der Sicht der Gutachter gibt es für beide Standorte keine Fakten, die der Errichtung und dem späteren Betrieb der Anlage entgegenstehen. Aufbauend auf den gutachterlichen Untersuchungen hat die RSK die Eignung der vorgeschlagenen Standorte Wackersdorf und Dragahn für eine Wiederaufarbeitungsanlage anhand sicherheitstechnisch bestimmender Merkmale überprüft.

1.1 Standort bei Wackersdorf

- Bevölkerungsverhältnisse

Der Standort Wackersdorf liegt in einem Gebiet geringer Bevölkerungsdichte. Besonderheiten, wie zu erwartende größere Menschenansammlungen (z. B. Großstauden), oder Bevölkerungsschwerpunkte gibt es in der näheren Umgebung der geplanten Anlage nicht.

- Boden- und Wassernutzung

Das Gelände in der näheren Umgebung der geplanten Anlage wird größtenteils land- und forstwirtschaftlich genutzt. Es befindet sich hier ebenfalls eine größere Anzahl von Fischteichen, die etwa zur Hälfte der Produktion von Speisefischen dienen.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die Entnahme der für den Betrieb der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage benötigten Frischwassermengen und die Ableitung des Betriebsabwassers und des Niederschlagswassers keine Beeinträchtigung des Wasserangebots und der Teichwirtschaft darstellen. Die Abflußverhältnisse des Vorfluters gewährleisten eine schnelle Durchmischung mit den gereinigten Abwassern der Wiederaufarbeitungsanlage. Die Nutzung des Vorfluters ist nicht beeinträchtigt.

- Gewerbe und Industrie

In der näheren Umgebung der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage befinden sich keine Anlagen, von denen eine Gefährdung auszugehen könnte.

Nach Auskunft der zuständigen Stellen befinden sich in der Umgebung des Standorts keine militärischen Objekte, die aufgrund ihrer Entfernung und Art mit der Wiederaufarbeitungsanlage unvereinbar wären.

- Verkehrswege

Das Standortgelände wird nicht von Straßen des überörtlichen Verkehrs tangiert.

Die RSK beurteilt es als günstig, daß zwei Zufahrtsstraßen an die Anlage heranhühren. Der Standort soll einen direkten Gleisanschluß an eine nahegelegene Linie der Deutschen Bundesbahn erhalten. Eine besondere Gefährdung der Anlage durch den Transport gefährlicher Stoffe auf Straße oder Schiene ist nicht zu besorgen, da sich in der Nähe der Anlage keine Verladestellen, Abstellgleise etc. befinden. Der RSK ist bestätigt worden, daß neben einer bautechnischen Auslegung gegen chemische Explosionen auch die erforderlichen Sicherheitsabstände eingehalten sind.

Für den zivilen Flugverkehr ergibt sich aufgrund der geringen Flugbewegungen eine geringere Absturzhäufigkeit als die für die Bundesrepublik mittlere Häufigkeit.

Etwa 7 km nördöstlich beginnt die sogenannte ADIZ (Air Defense Identification Zone), in der militärischer Flugverkehr nur sehr eingeschränkt möglich ist. Daher kann die Wahrscheinlichkeit für einen Absturz schnellfliegender Militärmaschinen niedriger als die mittlere Absturzhäufigkeit im übrigen Bundesgebiet angesetzt werden.

Eine Gefährdung der Wiederaufarbeitungsanlage durch Schiffsverkehr ist aufgrund des Fehlens von schiffbaren Wasserwegen nicht möglich.

- Meteorologie

Es liegen Klimadaten der Stationen Weiden, Regensburg und Schwandorf, aerologische Daten der Station Amberg-Garmersdorf und Niederschlagsdaten verschiedener anderer Orte vor, die für die hier erforderlichen radiologischen Rechnungen geeignet sind. Außerdem werden seit Mai 1983 auf dem Mappenberg in Nähe des vorgesehenen Standorts durch eine Klimastation umfangreiche meteorologische Messungen vorgenommen.

Die RSK ist der Ansicht, daß aufgrund der vorliegenden Meßwerte die meteorologischen Gegebenheiten keine Anhaltspunkte gegen die Errichtung und den Betrieb der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage liefern.

- Geologie

Geologische Gutachten haben gezeigt, daß die anstehende geologische Schichtung horizontbeständig ist. Einsturzgefahren bestehen weder aus geogenen noch aus anthropogenen Gründen.

Der Baugrund ist tragfähig und für die geplante Bebauung und die vorgesehene Gründung gut geeignet.

- Hydrologie

Die Schutzgebiete der in der Nähe liegenden Trinkwassergewinnungsanlagen reichen nicht in das Abstromgebiet unter der Wiederaufarbeitungsanlage. Daher konnten weder Erwarten in das Grundwasser gelangende Schadstoffe die Trinkwassergewinnung nicht gefährden. Allgemein konnten aufgrund der hydrogeologischen Verhältnisse potentielle Untergrundkontaminationen nur örtlich eng begrenzte Auswirkungen haben.

Eine Wertminderung der Qualität des Rohwassers aus Grundwassergewinnungsanlagen in der Umgebung der Anlage ist somit nicht zu befürchten.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß sich auch aus der Berücksichtigung des Plades-Luft-Boden-Grundwasser für den Trinkwasserverbrauch keine signifikanten Strahlenbelastungen ergeben.

- Seismische Verhältnisse

Nach dem seismologischen Gutachten ist der Standort in seismologischer Hinsicht als günstig zu bezeichnen.

Der Standort und seine Umgebung liegen entsprechend der seismologischen Karte der KTA-Regel 2201.1 in der Erdbebenzone B, d. h. in einem Gebiet sehr geringer seismischer Gefährdung.

- Radiologische Vorbelastung

Im Standortbereich befinden sich in einem Umkreis von 25 km keine kerntechnischen Anlagen, so daß eine radiologische Vorbelastung über die Atmosphäre nicht zu berücksichtigen ist. Die Einleitung von Radionukliden durch ausschließlich medizinische Anwender in den Vorfluter führt nur zu einer geringen radiologischen Vorbelastung.

1.2 Standort bei Dragahn

- Bevölkerungsverhältnisse

Der Standort Dragahn liegt in einem Gebiet geringer Bevölkerungsdichte. Besonderheiten wie zu erwartende größere Menschenansammlungen (z. B. Großstädten) oder Bevölkerungsschwerpunkte gibt es in der näheren Umgebung der geplanten Anlage nicht.

Als Besonderheit ist zu bemerken, daß ein Teil des betrachteten Umgebungsgebiets in der DDR liegt, für welches aktuelle Einwohnerzahlen nicht erhältlich waren. Nach Aussagen des Gutachters ist die Bevölkerungsdichte im betroffenen Gebiet der DDR etwa genauso groß wie im angrenzenden Gebiet der Bundesrepublik Deutschland.

- Boden- und Wassernutzung

Das Gelände in der näheren Umgebung des Standorts wird überwiegend land- und forstwirtschaftlich genutzt. Im 2-km-Bereich der geplanten Anlage gibt es keine Oberflächengewässer.

Die Abflußverhältnisse des Vorfluters gewährleisten eine schnelle Durchmischung mit den gereinigten Abwässern der Wiederaufbereitungsanlage. Die Nutzung des Vorfluters ist somit nicht beeinträchtigt.

- Gewerbe und Industrie

In der unmittelbaren Umgebung des Standortgeländes gibt es nur einen Delaborierbetrieb nördlich vom Standortgelände. In diesem Betrieb wird ausgesonderte Munition der Bundeswehr und der Stationierungstruppen zerlegt und hierbei gewonnener Sprengstoff gelagert.

Der RSK ist dargelegt worden, daß der zu fordernde Sicherheitsabstand zu allen gegen Druckwellen auszubehenden Gebäuden vorhanden ist. Der Sicherheitsabstand gewährleistet zusammen mit dem in der Anlagenauslegung vorgesehenen Schutz gegen chemische Explosionen einen sicheren Schutz gegen eine Explosion in der Delaborieranlage.

Nach Auskunft der zuständigen Stellen befinden sich in der Umgebung des Standortes keine militärischen Objekte, die aufgrund ihrer Entfernung und Art mit der Wiederaufbereitungsanlage unvereinbar wären.

- Verkehrswege

Das Standortgelände wird nur von Straßen mit geringer Verkehrsdichte tangiert. Die RSK beurteilt es als günstig, daß zwei Erschließungsstraßen an die überregionalen Straßen anbinden werden. Es ist vorgesehen, das Standortgelände an eine nahegelegene Bundesbahnstrecke anzuschließen. Sowohl auf den Straßen der näheren Umgebung als auch auf dem Schienenwegen werden zur Zeit explosionsfähige Stoffe transportiert.

Der RSK ist bestätigt worden, daß neben einer bautechnischen Auslegung gegen chemische Explosionen auch die erforderlichen Sicherheitsabstände eingehalten sind. Wegen der Entfernung von 10 km zum Standort ist eine Druckwellengefährdung für die Wiederaufbereitungsanlage durch ein Unfallereignis auf der Elbe nicht gegeben.

Für den zivilen Flugverkehr ist die Absturzhäufigkeit am Standort aufgrund der geringen Flughöhen und Anzahl der Flugplätze niedriger als die mittlere Häufigkeit für die Bundesrepublik Deutschland. Da der Standort Dragahn in der sogenannten ADIZ (Air Defense Identification Zone) liegt, in der militärischer Flugverkehr nur sehr eingeschränkt möglich ist, kann die Wahrscheinlichkeit für einen Absturz schnellfliegender Militärmaschinen niedriger als die mittlere Absturzhäufigkeit im übrigen Bundesgebiet angesetzt werden.

- Meteorologie

Die meteorologischen Daten wurden im wesentlichen aus Messungen der Klimastation Luchow, der Wetterstation des Flughafens Hannover-Langenhagen sowie der Station Dannenberg und den Aussagen des Deutschen Wetterdienstes zum Standort Gorbelen gewonnen. Seit Ende 1983 werden am Standort Windrichtung, Windgeschwindigkeit und Niederschläge registriert.

Die bislang durchgeführte Vergleichsmessung am Standort mit den Daten der Wetterstation Luchow hat eine gute Übertragbarkeit der Wetterstatistik ergeben.

Die RSK ist der Ansicht, daß aufgrund der vorliegenden Meßwerte die meteorologischen Gegebenheiten keine Anhaltspunkte gegen die Errichtung und den Betrieb der geplanten Wiederaufbereitungsanlage liefern.

- Geologie

Geologische Gutachten haben gezeigt, daß die anstehende geologische Schichtung horizontalbeständig ist. Einsturzgefahren bestehen weiter aus geogenen noch aus anthropogenen Gründen.

Der Baugrund ist hiernach tragfähig und für die geplante Bebauung und die vorgesehene Gründung gut geeignet.

- Hydrologie

Trink- und Brauchwasser für das allgemeine Versorgungsnetz wird im 10-km-Umkreis des Standortes der geplanten Wiederaufbereitungsanlage Dragahn aus Grundwasserleitern entnommen. Der Standort der geplanten Wiederaufbereitungsanlage liegt nicht im Einzugsgebiet der Brunnen der beiden im Umkreis liegenden Wasserwerke.

Insgesamt sind durch den geplanten Bau und Betrieb einer Wiederaufbereitungsanlage Dragahn nur geringfügige, im wesentlichen auf das Standortgelände selbst begrenzte Beeinflussungen der Grundwasserstände zu erwarten. Nachteilige Auswirkungen auf Grundwasserentnahmen, z. B. aus Beregnungsbrunnen, und Wasserführung von Gewässern sind nicht zu erwarten.

- Seismische Verhältnisse

Nach den seismologischen Gutachten für den Standort Dragahn liegt dieser auch bei Berücksichtigung möglicher Unsicherheiten in der Bewertung der historischen Quellen in einem Gebiet geringer seismischer Gefährdung.

Die Umgebung des Standortes gehört auf der Karte der Erdbebenzonen der Bundesrepublik Deutschland in der KTA-Regel 2201.1 zur Zone I. Somit ist der Standort in seismologischer Hinsicht als günstig einzustufen.

- Radiologische Vorbelastung

Im Standortbereich befinden sich in einem Umkreis von 25 km keine kerntechnischen Anlagen oder medizinische Einrichtungen, die durch Abgabe radioaktiver Stoffe mit Fortluft oder Abwasser zur Strahlenexposition am Standort beitragen.

1.3 Zusammenfassung der Standortbewertung

Zusammenfassend haben die Beratungen der RSK zu den Standorten Dragahn und Wackersdorf keine Anhaltspunkte aufgeteigt, die gegen eine Errichtung der Anlage und den Betrieb einer Wiederaufbereitungsanlage sprechen.

Aus sicherheitstechnischer Sicht sind beide Standorte als günstig einzustufen.

2 Sicherheitskonzept

2.1 Verfahrenstechnik

Die beantragte Wiederaufarbeitungsanlage ist für das seit 30 Jahren weltweit industriell bewährte PUREX^{*)}-Verfahren konzipiert, welches durch das Extraktionsmittel TBP (Tri-n-butylphosphat) Uran und Plutonium gemeinsam zu extrahieren gestattet und so von den weniger gut bzw. nicht extrahierbaren Spaltprodukten trennt.

Die Antragsstellerin DWK folgt dem inzwischen international üblichen Schema dieses Verfahrens, wie es mit den kommerziellen bzw. Prototypanlagen der Nuclear Fuel Services (NFS) in USA, Eurochemic in Belgien, Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) in Deutschland, Tokai-Mura in Japan und La Hague (UP-2 HAO) in Frankreich für LWR-Brennstoffe angewendet wird bzw. wurde. Hierbei hat die DWK weitgehend Zugriff auf die Planungen und Betriebsergebnisse der Anlagen Eurochemic, WAK und die Betriebserfahrungen in der Anlage La Hague.

Die Anlagenplanung gliedert sich in folgende Hauptfunktionsbereiche:

- Eingangsstufe oder Head-End mit Übernahme der abgebrannten Brennelemente, ihre mechanische Zerlegung durch eine Bundelschere und zwei absatzweise arbeitende Auflöser einschließlich der zugehörigen Abgasbehandlung. In den Auflösern wird der Kernbrennstoff mit den Spaltprodukten in Salpetersäure gelöst und von dem unlöslichen Hüllmaterial getrennt. Die weitere Klärung von ungelösten Feinanteilen der sogenannten Speiselösung aus Uranylnitrat, Plutonium-IV-nitrat und Spaltproduktinitrat ist mittels Klarzentrifuge vorgesehen, einer in den Anlagen La Hague bzw. Eurochemic bewährten Technik.
- Extraktion der wiederverwendbaren Wertstoffe Uran und Plutonium in kritikalitätssicher ausgelegten gepulsten Siebbodenkolonnen und nachgeschaltete reduktive Abtrennung des Plutoniums aus der organischen Phase, in der das Uran verbleibt.
- Rückextraktion des Urans aus der organischen in eine wäßrige Phase
- Getrennte Weiterverarbeitung des Urans durch wiederholte Reextraktion und Extraktion in technisch bewährten Misch-Abtätzern.
- Weitere extraktive Reinigung des Plutoniums in geometrisch kritikalitätssicher ausgelegten gepulsten Siebbodenkolonnen.

Zum vorgesehenen Verfahren erklärt die RSK, daß es dem gegenwärtigen Stand der Technik der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoffen entspricht.

Einzelne Verfahrensschritte wurden durch F&E-Tätigkeiten und die prototypische Prüfung in Versuchsanlagen weiter verbessert und fließen in dieser Form auch in die Anlagenplanung ein.

Die RSK stellt fest, daß mit dem Verfahren der Flüssig-Flüssig-Extraktion eine großtechnisch bewährte Trennmethode zur Verfügung steht, die sich seit 30 Jahren im Betrieb von Wiederaufarbeitungsanlagen bewährt hat. Insbesondere sind in dem PUREX-Prozess schon prozeßtechnische Gegenmaßnahmen integriert, mit denen Störungen oder Störfälle sicher vermieden, begrenzt oder in ihren Auswirkungen beherrscht werden können. Die RSK hält das verfahrenstechnische Konzept für geeignet. Urandioxid- und Mischoxid-Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren mit den beantragten Maximalabbranden und der vorgesehenen Kühlzeit wiederaufzuarbeiten.

Die neben den einleitend aufgeführten Hauptprozeßbereichen weiteren Bereiche

- Brennelementeingang- und -bereitstellungslager
 - Brennstoffverarbeitung
 - HAW, MAW-Behandlung
 - LAW-Behandlung einschließlich Tritium-Zwischenlagerung und Verfestigung
 - Transport und Zwischenlagerung von Abfällen
- werden in den folgenden Kapiteln dieser Empfehlung behandelt.

*) PUREX = Plutonium and Uranium Recovery by Extraction

2.2 FEMO-Technik

Das Konzept der Wiederaufarbeitungsanlage fußt wesentlich auf dem Instandhaltungskonzept der fernbedienungsgerechten Modul-Technik (FEMO-Technik).

Die DWK sieht als wesentliche sicherheitstechnische bzw. wirtschaftliche Vorteile dieses Instandhaltungskonzepts

- die Möglichkeit zur Verringerung der Strahlenbelastung des Personals,
- eine höhere Betriebssicherheit und damit große Anlagenverfügbarkeit,
- eine erhöhte Flexibilität zur Anpassung an neue Verfahrensschritte,
- die Vormontage der Module.

Die DWK beruft sich in ihren Planungen auf Erfahrungen mit der amerikanischen Wiederaufarbeitungsanlage Savannah River Plant und auf Konzepte der fernbedienten Instandhaltung in anderen Anlagen. Hierbei zeichnen sich nach Angaben der Anlagenbetreiber die Wiederaufarbeitungsanlagen durch eine sehr hohe Anlagenverfügbarkeit bei gleichzeitig hohem Durchsatz aus.

Allgemein ist die FEMO-Technik eine Variante der fernbedienten Instandhaltung, die mit Hilfe geeigneter Maschinen und Werkzeuge ohne Zutritt des Menschen durchgeführt wird. Die FEMO-Technik mündet in ein Anlagenkonzept, bei dem die Prozeßausrüstung der Anlagenbereiche

- Auflösung des Kernbrennstoffs
- 1. Extraktionszyklus
- HAW-Behandlung (teilweise)
- 2. und 3. Plutonium-Zyklus
- MAW-Behandlung (teilweise)

in Modulen fernhandlungsgerecht angeordnet ist. Diese Module sind ihrerseits längs der Zellenwände angeordnet und lassen in der Mitte eine Trasse frei, von der aus Fernhandlungseinrichtungen operieren.

Die Komponenten und das verbindende Rohrleitungssystem innerhalb eines Moduls werden grundsätzlich fest miteinander verschweißt mit Ausnahme solcher Verbindungsstellen, die zu verschleißanfälligen Wechselkomponenten führen.

Die Instandhaltung von Modulen und Verschleißkomponenten geschieht über die Trasse mittels Zellenkränen und unabhängigen freiwegelichen Manipulator-Träger-Systemen.

Einsicht in die FEMO-Zellen zum Zweck der Steuerung der Handlungseinrichtungen erfolgt ausschließlich über video-technische Einrichtungen.

Integraler Bestandteil des FEMO-Anlagenkonzeptes ist der Servicebereich, dessen Hauptaufgabe die Instandhaltung bzw. Verschrottung von Komponenten, Modulen und Handlungseinrichtungen aus dem FEMO-Bereich bzw. die Instandsetzung oder Verschrottung von Komponenten oder Handlungseinrichtungen aus übrigen Heiße-Zellen-Bereichen ist.

Das Sicherheitskonzept der vorweg genannten Anlagenbereiche der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage ist wesentlich bestimmt durch das FEMO-Instandhaltungskonzept. Nach Ansicht der RSK hat die Entwicklungsarbeit an Testständen, in denen die technische Ausführung der Komponenten in FEMO-Bauweise von der DWK unter betriebsnahen Bedingungen zum Teil im Maßstab 1:1 erprobt wird, deren grundsätzliche Handhabbarkeit nachgewiesen sowie weiterhin gezeigt, daß die zu stellenden Anforderungen an Festigkeit, Sicherheit bei Erschütterungen durch Einwirkungen von innen (EVI) und Einwirkungen von außen (EVA), Aufstellung und innere Abmessungen (Stützweiten, Profile, Verankerungen usw.) erfüllt werden können.

Der Ein- und Ausbau von sogenannten Lumperverbindingen zur Zellenwand und zu den zellennierten Rohrleitungen wurde erfolgreich im Teststand demonstriert, ebenso der Austausch eines ganzen Moduls mit Hilfe der Krane und der Fernsehsysteme.

Insgesamt haben die Ergebnisse der Teststandarbeiten zu einem vertieften Verständnis der Prinzipien der FEMO-Technik beigetragen. Mit diesen Erfahrungen hält die RSK das vom Antragssteller vorgeschlagene, neuentwickelte Instandhaltungskonzept für grundsätzlich durchführbar. Aus sicherheitstechnischer Sicht bestehen dagegen keine Bedenken.

Die RSK weist jedoch darauf hin, daß zur späteren Detailgestaltung nach Demonstrationsversuche auszuführen zu

- Bau und Betrieb des Manipulatorträgersystems,
- Funktionstüchtigkeit der leistungstechnischen Einrichtungen unter den Bedingungen der FEMO-Zellen,
- Signal- und Datenübertragungssysteme,
- Arbeit mehrerer Systeme miteinander bzw. getrennt,
- Arbeiten unter Temperatur- und Druckbelastung,
- der Drahtnahme,
- der Lockerkennung und Leckbeseitigung,
- dem Zentrifugemodul mit Zentrifuge und Simulat der Prozeßlösungen,
- der Instandhaltung und Instandhaltung der Systeme Kran und Manipulatorträger,
- demsicheren fernbedienten Schweißen.

Sie insistiert, daß die Ergebnisse dieser Versuche nicht konzeptscheidend sind.

Die DWK beabsichtigt, als Teststand für 1:1-Module oder Ersatzmodul ein weiteres Modulteststand am Standort der Anlage zu errichten. Die hier gewonnenen Ergebnisse werden in formbedingungsabhängiger Arbeit können somit die heftige Inbetriebnahme der Anlage vereinfachen. Außerdem kann damit eine umfassende Vorprüfung der Module und die erforderliche Ausbildung des Betriebspersonals durchgeführt werden.

Die RSK ist der Ansicht, daß mit der von der DWK vorgesehenen konstruktiven Gestaltung der einzelnen Module sowie ihrer Anordnung in den FEMO-Zellen für alle Störfälle die Standfestigkeit der Module nachgewiesen sowie ein Versagen von Einzelkomponenten infolge von induzierten Erschütterungen mit schwerwiegenden Auswirkungen ausgeschlossen werden kann.

Durch den Einsatz der FEMO-Technik kann nach Ansicht der RSK eine gegenüber der direkten Instandhaltungstechnik weitere Reduzierung der Strahlenexposition des Betriebspersonals und eine erhöhte Anlagenverfügbarkeit erreicht werden.

2.3 Barrierenkonzept

Das von der DWK vorgesehene Barrierenkonzept sieht für alle Funktionsbereiche vor, daß durch mehrere hintereinandergeschaltete materielle oder physikalische Barrieren radioaktive Stoffe sicher eingeschlossen werden. Hierbei sind:

- **Materielle Barrieren**
 - absolute Barrieren (z. B. Behälterwandung, Rührleitungen)
 - teildurchlässige Barrieren (z. B. Filter)
- **Physikalische Barrieren**
 - Druckstaffelung, Flüssigkeitsoberfläche etc.

Die Beratungen der RSK konzentrierten sich auf das Barrierenkonzept für das Hauptprozeßgebäude, welches neben den FEMO-Prozeßzellen die Brennelement-Enladedecke, das Schleusdeck, die Brennelement-Zerlegezelle, die Zellen für die HAWC-Füllbehälter, die Zellen der Vergasungslinien und die Zellen der MAW-Zementierung umfaßt.

Das Barrierenkonzept der DWK beruht im wesentlichen auf der Sicherstellung von zwei Barrieren, deren erste gebildet wird durch:

- Behälter und Rohrleitungen der Prozeßeinrichtungen
- Absperreinrichtungen der Rühr- und Meßluft sowie der Medien- und Chemikalienversorgung

Durch Instandhaltungsmaßnahmen oder auch durch Störungen und Störfälle können innerhalb der Zellen gasformige oder flüssige Leckagen auftreten. Eine unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe in umgebende Betriebsräume wird durch eine zweite Barriere verhindert, gebildet durch:

- Zellenankleidung (Liner oder Bodenwanne),
- Wärmeaustauschflächen der Kühl- und Heizsysteme,
- Absperreinrichtungen für die Zellenatmosphäre in Verbindung mit Druckstaffelungen und Entkopplungsbehältern.

Bei den Abgas- und Abluftsystemen sind den Erfordernissen entsprechend mehrstufige Rückhalteeinrichtungen vorgesehen.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die Wirksamkeit der Schutzvorkehrungen im notwendigen Umfang überprüfbar ist, insbesondere durch Meßsysteme zur Detektion von Leckagen durch die erste Barriere, Druckstaffelungen und Einrichtungen zur Detektion von luftgetragenen radioaktiven Stoffen in Zellen und Bedienungsräumen sind vorgesehen und entsprechen dem Stand der Technik.

Besonderes Augenmerk wurde auf die Systeme zur Überwachung der Dichtigkeit von Behältern und Leitungen und der Verhinderung des Einsickerns radioaktiver Flüssigkeiten in den Baugrund gerichtet.

Das Prozeßsystem wird durch Füllstandsüberwachung und Flüssigkeitsdetektoren in den Auffang- und Bodenwannen überwacht. Außerdem können in den FEMO-Zellen die Prozeßsysteme mit Fernsehkameras routinemäßig auf Dichtigkeit überwacht werden. Auch der Liner kann in den FEMO-Zellen mittels videoteknischer Einrichtungen inspiziert werden. Der RSK wurde bestätigt, daß die Schweißnähte des Liners vor der Inbetriebnahme einer angemessenen Prüfung unterzogen werden.

Auftretende Leckagen werden aus dafür vorgesehenen Vertiefungen im Liner kurzfristig abgesaugt.

Durch die erwähnten Leckageüberwachungsmaßnahmen ist somit ein unbemerktes Durchkorrodieren des Liners auszuschließen.

Unter dem Bodenliner befindet sich ein Bodenblech, unter welchem sich dicke Betonschichten und weitere Dichtschichten anschließen. Mit dieser Auslegung hält die RSK es für sicherheitstechnisch nicht erforderlich, unterhalb des Liners ein Leckagedetektionssystem vorzusehen. Zur Auslegung der Linerkonstruktion gegen die Beschädigung durch herabstürzende Lasten wird auf die Aussagen in 2.16, Bautechnische Auslegung, verwiesen.

Die sicherheitstechnischen Maßnahmen und die Auslegung der übrigen aktivitätsführenden Bereiche stellen ebenfalls sicher, daß keine Leckageflüssigkeiten in das Erdreich gelangen.

Somit kann nach Meinung der RSK eine Gefährdung des Grundwassers durch eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus den Prozeßgebäuden der beantragten Wiederaufarbeitungsanlage ausgeschlossen werden.

Insgesamt ist die RSK der Ansicht, daß das von der DWK vorgesehene Barrierenkonzept dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht und den zuverlässigen Einschluß der radioaktiven Stoffe bei allen Betriebsbedingungen und Störfällen sicherstellt.

2.4 Lüftungskonzept

Die Lüftungsanlagen in den Prozeßgebäuden setzen sich zusammen aus

- Hauptzulufteinlage
- Treppenraumzulufteinlage
- Raumabluftanlage
- Zellenabluftanlage
- Boxenabluftanlage
- Wartenlüftungsanlage
- Umlufteinlage (dezentral)
- Zellengasanlage im Hauptprozeßgebäude.

Durch die Zulufteinlagen wird Außenluft durch Filterung, Erwärmung bzw. Kühlung und z. T. durch Befuchtung aufbereitet und allen Räumen bzw. Zellen im Gebäude zugeführt. Von den Abluftanlagen wird die einblasene Luft wieder abgesaugt, bei den meisten Lüftungsträgern über Abluftfilter geleitet und über einen Kamin kontrolliert an die Außenatmosphäre abgegeben.

Entsprechend dem Kontaminationspotential der Räume und Zellen wird durch gestaffelte Unterdruckhaltung eine gerichtete Luftströmung aufgebaut, so daß eine Strömung nur in Richtung des höheren Kontaminationspotentials z. B. von den Bedienungsräumen in die Zellen möglich ist.

Die Abluft der belüfteten Zellen des Hauptprozeßgebäudes wird über zwei hintereinander liegende Schwefelstoff-Filterstufen der Klasse S (S-Filter) abgeleitet, von denen die erste unmittelbar in der Nähe der Abluftöffnungen der Zellenwände angebracht wird.

In den Zellen mit schwach aktivem, umschlossenem Inventar der Uranreinigung sind keine innenliegenden Zellenfilter installiert. Hier wird die Abluft über die zentrale Filteranlage mit Vor- und S-Filtern abgegeben. Die RSK hält das Vorgehen, einstufige S-Filterbänke vorzusehen, für vertretbar, wenn nachgewiesen wird, daß die Anforderungen gemäß § 28 Abs. 3 Strahlenschutzverordnung im Hinblick auf eine Freisetzung aus Zellen, in denen im Normalbetrieb ausschließlich umschlossene Aktivität vorliegt, bei allen Störfällen ohne Filterung eingehalten werden.

Die RSK hält es für erforderlich, daß eine weiträumige Kontamination von Lüftungskanälen durch den Einbau von S-Filtern in der Nähe der Zellenwände von Zellen mit hohem Aktivitätsinventar verhindert wird.

Sie weist darauf hin, daß auch bei in der Nähe der Zellenwand eingebauten Filtern die Möglichkeit für Dichtsitz- und Abscheidradprüfungen gegeben sein muß, die von der DWK für alle Filtersysteme der Abluft- und Abgasstrecken zugesagt wurde.

Die RSK betont, daß die S-Filterzellen gegebenenfalls ertüchtigt und Druck, Temperatur und Feuchte durch Zusatzvorrichtungen in Lüftungs- und Abgasanlagen reduziert werden können, falls der im Rahmen der Systembegutachtung zu erbringende Nachweis für die erforderliche Abscheideleistung der Abgas- und Abluftstrecken bei Störfällen dies erforderlich machen sollte.

Grundsätzlich ist es nach Meinung der RSK erforderlich und möglich, Bedingungen, bei denen ein Filterversagen zu erwarten ist, durch geeignete technische Konditionierung des Abluft- bzw. Abgasstromes auszuschalten.

Die Warten im Hauptprozeßgebäude, im Prozeßgebäude für LAW-Behandlung und in den Gebäuden der Mischoxid-Herstellung bzw. Brennelement-Fertigung werden über jeweils eigene Anlagen belüftet. Sie sind als zweisträngige Umluftanlagen mit Außenluft- und Abluftanschluß ausgeführt. Beim Ansehen von schädlichen Gasen an der Außenluftöffnung können Klappen umgeschaltet werden, so daß die Anlagen im Umluftbetrieb weiterbetrieben werden können. Die Warte im Hauptprozeßgebäude ist mit S-Filtern ausgestattet, um bei Störfällen mit Aktivitätsfreisetzung eine Gefährdung des Wartepersonals auszuschließen zu können. Die anderen Warten sollen mit Feinst-Filtern ausgerüstet werden, da diese Warten nach Störfällen nicht besetzt bleiben müssen wie im Hauptprozeßgebäude.

Ergänzt das vorgeschlagene Lüftungskonzept der Warten hat die RSK keine Bedenken. Ebenso stimmt sie dem Konzept der Raumabluftfilterung im Hauptprozeßgebäude zu. Soweit Plutonium-Kontaminationen auftreten können, ist die Raumabluft nach denselben Prinzipien wie in der Brennelement-Herstellung zu behandeln.

Der Zellenabgasstrom der FEMO-Zellen wird durch zwei hintereinandergeschaltete S-Filterstufen gereinigt und über den 200 m hohen Abgaskamin abgegeben. Als passive Komponenten bedürfen die Rohrleitungen des Zellenabgassystems nach Ansicht der RSK nur, wie geplant, einer einsträngigen Auslegung.

Zusammenfassend bestehen von seiten der RSK keine Einwände gegen die sicherheitstechnische Konzeption der Lüftungsanlage der Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen.

2.5 Kühlkonzept

Die kühltechnischen Einrichtungen in der Wiederaufarbeitungsanlage haben die sicherheitstechnische Aufgabe, durch zuverlässige Wärmeabfuhr für eine Einhaltung des erforderlichen Temperaturniveaus zu sorgen.

Die Wärmeabfuhr erfolgt bei der Lagerung der abgebrannten Brennelemente in Trockenbehältern und bei der Lagerung der Glaskünnen durch Luftkühlung im Naturzug, bei der Lagerung von MAW-Abfallgebänden durch Zwangsbelüftung. Die bei der Wiederaufarbeitung anfallende Zerfalls- und Prozeßwärme wird über flüssige Kühlmedien abgeführt.

Betriebskühlsystem

Mit dem Betriebskühlsystem wird die Zerfalls- oder Prozeßwärme über einen geschlossenen primären Kreislauf mit Wärmetauschern, Umwälzpumpen und Ausgleichsbehältern an ein offenes sekundäres Kühlsystem abgegeben, welches die Wärme über eine Rückkühlanlage an die Umgebungsluft abgibt.

Nach Ansicht der RSK entspricht die Auslegung dieses Kühlsystems dem in großtechnischen Anlagen der chemischen Industrie gültigen Stand der Technik. Sie entspricht auch den Erfordernissen für die geplante Wiederaufarbeitungsanlage.

Insbesondere ist eine hohe Zuverlässigkeit der Betriebskühlung zu erwarten wegen

- der Bereitstellung einer ausreichenden Zahl von Reserveaggregaten zum Einsatz bei Ausfall einzelner Komponenten oder bei Instandhaltungsvorgängen,
- der Möglichkeit der Nutzung der zulässigen Unterbrechungszeiten für Reparatur- und Instandhaltungsarbeiten bzw. die Durchführung von sicherheitsgerichteten Maßnahmen wie Umlördern oder Verdünnen,
- der Einbeziehung der stromverbrauchenden Komponenten der Betriebskühlung in die Ersatzstromversorgung,
- der Bereitstellung von Bypassmöglichkeiten oder zusätzlichen Einspeisemöglichkeiten in das Betriebskühlsystem im Anforderungsfall.

Die RSK hat sich ausführlich mit dem Konzept der Kühlung der HAWC-führenden Behälter beschäftigt.

HAWC-Pufferbehälter

Das HAWC-Pufferlager befindet sich im gegen Einwirkungen von außen geschützten Hauptprozeßgebäude zwischen den Verfahrensschritten HAW-Konzentrierung und HAWC-Verfestigung (Verglasung).

Das HAWC-Pufferlager besteht aus drei Behältern mit einem Füllvolumen von je 75 m³, wobei ein Behälter als Reserve leer gehalten wird. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch die Behälterwand über unterteilte Doppelmantelsegmente. Jeder Behälter besitzt zwei primäre Kühlkreisläufe, die untereinander vermascht und an ein zweisträngiges Sekundärsystem mit redundanten Komponenten angeschlossen sind. Die elektrischen Verbraucher sind an Ersatzstrom angeschlossen.

Die Kühlkreise sind innerhalb des Hauptprozeßgebäudes erdbebensicher ausgelegt. Im Außenbereich sind erdbebensichere Zusatzanschlüsse vorgesehen, so daß auch nach einem unterstellten Erdbeben mit vorübergehendem Ausfall der Betriebskühlung eine hilfsweise Wassereinspeisung erfolgen kann.

Die RSK bewertet die beantragte Ausführung der betrieblichen Kühlung der HAWC-Pufferbehälter unter Berücksichtigung der empfohlenen zusätzlichen Maßnahmen als ausreichend zuverlässig, um für alle Betriebszustände ebenso wie für alle zu unterstellenden Störfälle die erforderlichen Temperaturniveaus einhalten zu können.

HAW-Verdampfer, HAWC-Denitrator

Im HAW-Verdampfer und im HAWC-Denitrator liegen im Betrieb siedende Lösungen vor. Die aufsteigenden Brüden werden in nachgeschalteten Wärmetauschern kondensiert, die über das betriebliche Kühlsystem rückgekühlt werden.

Diese Betriebskühlsysteme sind so ausgelegt, daß ihre aktiven Komponenten und Wärmetauscher zweifach, die Rohrleitungen innerhalb der FEMO-Zellen jedoch nur einsträngig ausgeführt sind. Weiterhin besteht eine erdbebensichere ausgelegte Einspeisemöglichkeit an der Schnittstelle zu den äußeren Bereichen.

Die RSK hält die einsträngige Ausführung der betrieblichen Rückkühlung der Abgaskondensatoren für ausreichend, da im Falle einer Störung in dieser betrieblichen Kühlung eine Umschaltung der Verdampfer-Heizungen auf Kühlbetrieb möglich ist, so daß die Komponenten abgekühlt werden können. Um bei Ausfall des Heiz-Kühl-Kreislaufs innerhalb der FEMO-Zellen den Siedezustand langfristig beenden zu können, ist der Heiz-Kühl-Kreislauf redundant und erdbebensicher auszulegen, wenn nicht nachgewiesen werden kann, daß der Siedezustand durch andere Maßnahmen beendet werden kann.

Sonstige Behälter mit selbsterhitzenden Lösungen

Die betriebliche Kühlung der übrigen HAWC-führenden Behälter ist in ihren aktiven Komponenten und Kühlen zweisträngig, in den Zu- und Abfuhrleitungen für das Kühlmittel einsträngig ausgeführt. Es bestehen erdbebensichere Anschlußmöglichkeiten für eine Kühlwasserzufuhr.

Die RSK hält die vorgeschlagene Auslegung für ausreichend, wenn für diese Behälter die Möglichkeit des Umpumpens von einem nicht mehr kühlbaren Behälter in einen kühlbaren nachgewiesen wird.

Ist bei Versagen der Betriebskühlung keine Möglichkeit zur Umförmung gegeben, so hält die RSK eine durchgängig zweisträngige Auslegung für erforderlich. Das Gleiche gilt für Behälter, die andere selbsterhitzende Lösungen enthalten und die bei Ausfall ihrer betrieblichen Wärmeabfuhr nach mit dem HAWC-führenden Behälter vergleichbaren Eigenzeiten in den Siedezustand übergehen.

Passive Kühlsysteme

Das Kühlkonzept sieht vor, Behälter, die konzentrierte hochradioaktive Spaltproduktlösungen enthalten, zusätzlich zur Betriebskühlung mit passiven Kühlelementen auszurüsten, die im Anforderungsstadium unabhängig von Fremdenergie und Personalmitteln in Funktion treten.

Nach Meinung der RSK ist eine sichere Wärmeabfuhr auch ohne diese zusätzlichen Maßnahmen selbst bei Störfällen gewährleistet, da für die betriebliche Kühlung ein hoher Grad an Zuverlässigkeit zu erwarten ist und zusammen mit innerhalb der erprobten Eigenzeiten möglichen Maßnahmen die Einhaltung der zulässigen Temperaturgrenzen sichergestellt werden kann.

Nach Meinung der RSK dient die passive Kühlung somit einer wichtigen Risikominderung.

Die HAWC-Pufferbehälter sowie der HAW-Vordampfer und der HAWC-Demokrator sind mit einer passiven Siedekühlung versehen. Der beim Sieden entstehende Dampf wird in die Abgasstrecke geleitet und dort auskondensiert. Das Kondensat wird in den Behälter zurückgeführt, die Kondensationswärme wird über eine im Naturumlauf geführte Kühlwasserleitung an einen Luftkühler übertragen, der wie das gesamte System gegen Erdbeben ausgelegt ist.

Die RSK hat keine grundsätzlichen Einwände gegen dieses Kühlprinzip, wenn eine ausreichende Rückhaltung der beim Sieden ausgetragenen radioaktiven Stoffe gewährleistet ist. Sie weist jedoch darauf hin, daß an die Dichtigkeit dieser passiven Kühlsysteme hohe Anforderungen gestellt werden.

Für die HAWC-Aufgangs- und Vorlagebehälter wird eine passive Mantelkühlung vorgesehen, mit der die Wärme über einen Doppelmantel in einen Naturumlauf-Kühlkreis übertragen und über gegen Erdbeben ausgelegte Luftkühler an die Umgebung abgegeben wird. Da bei der Mantelkühlung die Temperaturen in den Behältern weit unter der Siedetemperatur gehalten werden und dieses Kühlprinzip zudem großtechnisch bewährt ist, hat die RSK keine Einwände gegen dieses Kühlprinzip.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß die Auslegung der Kühlsysteme bei Beachtung ihrer Empfehlungen den sicherheitstechnischen Erfordernissen der zuverlässigen Wärmeabfuhr genügt.

2.6 Kritikalitätssicherheitskonzept

In den einzelnen Funktionsbereichen der Wiederaufarbeitungsanlage werden Spaltstoffe in heterogener Form als Brennelemente, Brennstäbe, Brennstabstücke und Pulver sowie in homogener Form als Lösung gehandhabt.

Die kritikalitätssichere Auslegung der einzelnen Prozessseinheiten erfolgt nach unterschiedlichen, der jeweiligen Funktion angepaßten Kriterien. Das Kritikalitätssicherheitskonzept umfaßt dabei den Folgenden nach Sicherstellung der Unterkritikalität unter Einhaltung der Störfallprinzipien nach IEN 25403. Kritikalitätssicherheit bei der Verarbeitung und Handhabung von Kernbrennstoffen zur Verhinderung von Störfällen genügt.

Brennelementeingangslager

Im Brennelementeingangs- und -bereitstellungslager beruht das Kritikalitätssicherheitskonzept auf einer maximalen Anfangs-anreicherung der frischen Brennelemente von 4% U-235-Äquivalent.

Durch die Lagerung in zugelassenen abgeschirmten Transportbehältern ist die Kritikalitätssicherheit durch die Auslegung der Behälter selbst gegeben.

Die RSK weist allerdings darauf hin, daß bisher die Zulassung derartiger Behälter für frischen Brennstoff im reaktivsten Zustand nur bis zu einer Anreicherung von 3,5% für UO₂-Brennelemente vorliegt. Für Brennelemente mit 4% Anreicherung oder Mischoxid-Brennelemente entsprechender Äquivalentanreicherung liegt noch keine Transportbehälterzulassung vor. Prinzipielle Schwierigkeiten bestehen jedoch nicht, da durch Einbau entsprechender Neutronenabsorber unterkritische Verhältnisse eingestellt werden können.

Brennelementhandhabung

Nach Prüfung der Brennelementenkenndaten anhand der Brennelement-Datenkarte wird der Transportbehälter an die Transportbehälterhandhabung im Hauptprozessgebäude abgegeben, wo die Brennelemente entladen und in einem Schleusbecken in Kompaktlagergestelle abgestellt werden.

Auch hier weist die RSK darauf hin, daß die in Kernkraftwerken üblichen Kompaktlager bis zu einer Anfangsanreicherung von 3,5% sicher ausgelegt sind.

Eine Erweiterung auf 4% Anreicherung bzw. 4% Äquivalentanreicherung für Mischoxid-Brennelemente ist technisch, z. B. durch Vergrößerung der Abstände zwischen den einzelnen Brennelementen, möglich.

Brennelement-Zerkleinerung und Brennelement-Aufbereitung

In der Bundeslicenz wird jeweils nur ein einzelnes Brennelement verbleibt, so daß die Kritikalitätssicherheit durch die geometrische Sicherheit des Brennelements selbst und das Fehlen eines Moderators gewährleistet ist.

Nach dem Konzept der DWK beruht beim Auflöser die Kritikalitätssicherheit auf der Beschränkung des Auflöserdurchmessers unter Berücksichtigung nicht flüchtiger Spaltprodukte und der überprüften Begrenzung des Restspaltstoffgehalts der Brennelemente. Diese Überprüfung wird durch die beiden voneinander unabhängigen Maßnahmen „Kontrolle der Brennelement-Datenkarte“ und „Messung mit dem Reaktivitätsmonitor“ vorgenommen. Die DWK sieht vor, nur jene Brennelemente zur Aufbereitung zuzulassen, deren $k \leq 1,20$ ist. Hierbei sollen die vorhandenen nichtflüchtigen Spaltprodukte als homogen verteilte Neutronenabsorber miteinbezogen werden.

Die RSK ist der Ansicht, daß bei der administrativen Kontrolle der Brennelemente zur Bestimmung des Abbrandes mit Hilfe der Brennelement-Datenkarte Verwechslungen prinzipiell nicht auszuschließen sind. Der Reaktivitätsmonitor befindet sich noch in der Entwicklungsphase, so daß über Genauigkeit und Zuverlässigkeit der Reaktivitätsmessung noch keine belastbaren Aussagen gemacht werden können. Zudem existieren für die Mischoxid-Brennelemente auch noch nicht die zur Bestimmung des Multiplikationsfaktors benötigten Eichkurven.

Die DWK hat deswegen in ihrem Konzept den Auflöser für die Wiederaufarbeitung gegenwärtig eingesetzter Brennelemente geometrisch sicher für frische Brennelemente mit einer Anreicherung von 3,5% ausgelegt. Nach Berechnungen der DWK weist der Auflöser für unangebrannten Kernbrennstoff mit 3,5% Anreicherung bei einem aus Halium bestehenden Auflöserkorb mit 35 cm Durchmesser und mit der betrieblich stets mindestens vorhandenen 3-molaren Salpetersäure einen Multiplikationsfaktor von 0,95 auf. Für 4% angereicherte UO₂-Brennelemente und Mischoxid-Brennelemente bis zu 3,9% Anteil an spaltbarem Plutonium bleibt der Auflöser noch unterkritisch.

Die Multiplikationsfaktoren für UO₂-Brennstoff werden durch die Berechnungen des Gutachters sehr genau bestätigt. Die k_{eff} -Werte für Mischoxid können derzeit nur als Anhaltswerte gewertet werden; eine exakte Berechnung kann erst anhand der definitiven Brennelemente und der genauen Wandstärken des Auflösers erfolgen.

Die RSK empfiehlt, trotz der kritikalitäts-sicheren Geometrie des Auflöfers die Entwicklung des Reaktivitätsmonitors fortzuführen.

Für Mischoxid-Brennstoff, der nach modernen Herstellungsverfahren gefertigt wurde, wird eine nahezu vollständige Löslichkeit erwartet. Dennoch hält die RSK die von der DWK vorgesehenen Möglichkeiten für notwendig, den Auflöserboden auf Spaltstoff-Ansammlungen hin zu inspizieren.

Vorlage, Klärung, Bilanzierung

Die Auslegung des Zirkulations- und des Vorlagebehälters, der Zentrifuge, des Bilanzierungs- und des Feed-Klarschlamm-Suspensionsbehälters sieht als kritikalitätsverhindernde Maßnahme die Beschränkung der Konzentration an Uran und Plutonium vor.

Der Zirkulationsbehälter des Auflöfers, der Auffangbehälter nach dem Auflöser und der Bilanzierungstank werden geometrisch sicher für frischen Kernbrennstoff und die höchste im Betrieb zu erwartende Schwermetallkonzentration ausgelegt. Diese Behälter werden als Scheibenbehälter oder Ringspaltbehälter mit innerer Entkopplung durch eine Cadmium-Serpentinbetonschicht ausgebildet. Auch die Zentrifuge und der Feed-Klarschlamm-Suspensionsbehälter werden geometrisch kritikalitäts-sicher ausgeführt.

Nach Ansicht der RSK muß die Bilanzierung neben der Konzentrationsbestimmung zuverlässig die Bestimmung der Restanreicherung des Urans ($U-235$) erlauben, gegebenenfalls durch Korrelation mit dem gemessenen Plutonium-Anteil, um nachzuweisen, daß keine unzulässige Restanreicherung von Uran im Uranzweig auftritt. Der Bilanzierungsbehälter und die nachfolgenden unter Konzentrationskontrolle betriebenen Behälter sind mit Einrichtungen zum Verhindern oder Erkennen von Spaltstoffansammlungen zu versehen. Vorkehrungen zur Beseitigung der Ansammlungen bei Ansprechen eines festzulegenden Grenzwertes der Monitore sind zu treffen.

Zur Erkennung von Spaltstoffansammlungen sieht die DWK Neutronenmonitore vor. Dieses Überwachungskonzept ist nach Ansicht der RSK technisch durchführbar. Anlagenerfahrungen liegen aus der WAK und aus La Hague vor. Im Zuge der technischen Detailauslegung werden die erforderlichen Meßstellen im einzelnen festgelegt werden. Dabei werden auch Fragen der Zuverlässigkeit und Meßgenauigkeit zu prüfen sein.

Extraktion von Uran und Plutonium

Im ersten Extraktionszyklus soll die Unterkritikalität durch Geometriebeschränkung in Verbindung mit der Begrenzung der Plutonium-Konzentration und teilweise zusammen mit heterogenen Neutronenabsorbern sichergestellt werden.

Die HA-Kolonne, die aus dem Feed-Vorlage-Behälter gespeist wird, die folgende HS1-Kolonne, der HS2-Mischabsetzer sowie die IHX-Kolonne werden, um Abweichungen vom chemischen Fließschema abzudecken, für 50 g Pu/l ausgelegt. Dies soll durch die Abmessungen der Apparate und zum Teil zusätzlich durch Hafnium-Siebböden oder -Bleche erfolgen.

Diese Plutoniumkonzentration deckt störfallbedingte Erhöhungen der Plutoniumkonzentration durch Akkumulation infolge betrieblichen Fehlverhaltens der Kolonnen ebenso ab wie eine Verminderung der Neutronenabsorption durch Ablagerungen auf den Siebböden und mögliche Entmischungen des U/Pu-Stromes bzw. Ausfällungen von Plutonium.

Nach den Berechnungen der DWK ergaben sich für alle Puls-kolonnen und Mischabsetzer im 1. Zyklus unter diesen Bedingungen k_{eff} -Werte $\leq 0,95$. Für die Kolonnen wird die Kritikalitätssicherheit durch die Nachrechnung des Gutachters bestätigt. Für Kopf- und Fußteile der Kolonne kann die Kritikalitätssicherheit mit dem vorgesehenen Einbau von Hafniumabsorbern nachgewiesen werden.

Plutonium-Reinigung

Die Kritikalitätssicherheit in den Plutonium-Reinigungszyklen basiert auf dem Konzept der geometrischen Sicherheit für wäßrige bzw. organische (TBP/Kerosin) Plutoniumnitrat-Lösungen. Das Konzept entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die RSK weist jedoch darauf hin, daß bei der Detailbegutachtung die Neutronenwechselwirkung innerhalb der FEMO-Zellen zwischen den einzelnen Komponenten zu berücksichtigen ist. Der Einsatz von Neutronenmonitoren ist dort vorzusehen, wo sich in Hilfssystemen oder anschließenden Systemen erhöhte Konzentrationen oder Ansammlungen von Spaltstoff einstellen können.

Uran-Reinigung

Die Kritikalitätssicherheit in der Uran-Reinigung wird durch die Begrenzung der Plutonium-Konzentration und unter Berücksichtigung einer U-235-Restanreicherung $\leq 1,8$ Gew. % gewährleistet. Die Komponenten sind damit ohne geometrische Beschränkungen kritikalitäts-sicher.

Rework-Bereich

Alle Übergänge zu den Reworkbereichen werden nach dem Störfallprinzip als diskontinuierliche Übergänge abgesichert, die erst nach positiver Doppelanalyse über Schlüsselschalter freigegeben werden.

Der Reworkbereich des 1. Extraktionszyklus ist in einen Bereich für Lösungen mit sehr geringem Plutoniumgehalt (kleiner 1 g Pu/l) und einen Bereich für höhere Plutoniumgehalte gegliedert. Die Kritikalitätssicherheit des ersten beruht auf der Einhaltung der Konzentrationsbegrenzung; der zweite Bereich ist wie die Plutonium-Reinigung geometrisch sicher.

Das Rework der Plutonium-Reinigung wird wie die Plutoniumreinigung selbst geometrisch kritikalitäts-sicher ausgelegt.

Das Rework der Uran-Reinigung entspricht bezüglich der kritikalitäts-sicheren Auslegung der Auslegung der Uranreinigung.

Brennstoffverarbeitung

Die Kritikalitätssicherheit in der Mischoxidherstellung und -Brennelementfabrikation wird im nachchemischen Teil durch Einhaltung sicherer Geometrie, zum Teil unter Einsatz von Neutronenabsorbern, gewährleistet. Bei den nachfolgenden Herstellungsverfahren wird sichergestellt, daß der Kernbrennstoff unmoderiert ist. Die Kritikalitätssicherheit in diesem Bereich wird durch Massenbegrenzung für unmoderierten Kernbrennstoff, meist unter zusätzlicher Einhaltung sicherer Geometrie, gewährleistet. Das in DIN 25403 enthaltene Störfallprinzip wird durchgängig – insbesondere auch für Auslaufstorfälle – eingehalten.

Bewertung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß gegen das Kritikalitätssicherheitskonzept für die Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen keine Bedenken bestehen. Die Nachweise der Kritikalitätssicherheit der einzelnen Behälter und Apparate sowie die Neutronenwechselwirkung können anhand der Konstruktions- und Aufstellungspläne bei der Errichtungsbegutachtung geprüft werden.

2.7 Konzept der elektrischen Energieversorgung

Die elektrische Energieversorgung ist weitgehend zweisträngig aufgebaut. Sie besteht im wesentlichen aus

- der Netzeinspeisung mit zwei 110-kV-Netzanschlüssen und 110/10-kV-Transformatoren (Normalstromversorgung)
- den Drehstromverteilungsanlagen mit den Spannungsebenen 10 kV, 100 V, 380 V (System Transport und Verteilung),
- den Diesel-Ersatzstromaggregaten (Ersatzstromversorgung ohne besonderen Schutz gegen äußere Einwirkungen),
- der 24-V- und 320-V-Gleichstromversorgung und der unterbrechungsfreien 220-V- und 380-V-Drehstromversorgung (Ersatzstromversorgung ohne besonderen Schutz gegen äußere Einwirkungen),
- den gegen Erdbeben geschützten Diesel-Ersatzstromaggregaten und der zugehörigen 380-V-Drehstromversorgung,
- der gegen Erdbeben geschützten 24-V-Gleichstromversorgung und der unterbrechungsfreien 380-V-Drehstromversorgung.

Die Netzanschlüsse werden funktionsell und schutztechnisch getrennt ausgeführt. Über die Drehstromverteilungsanlage werden sowohl die Normalstromverbraucher als auch die Ersatzstromverbraucher versorgt. Bei einem Ausfall der Netzversorgung übernehmen die Diesel-Ersatzstromaggregate die Versorgung der Ersatzstromverbraucher in den beiden Verbrauchersträngen. Jedes Diesel-Ersatzstromaggregat kann die Verbraucher im zugehörigen Strang allein versorgen. Eine gemeinsame Einspeisung der Ersatzstromaggregate auf die gekuppelten Schienen der beiden Versorgungsstränge ist nicht vorgesehen.

Für die unterbrechungsfreie zu versorgenden Verbraucher werden in jedem Strang ausreichend bemessene Gleichrichter, Batterien und Wechselrichter vorgesehen. Die Gleichrichter werden im Normalbetrieb aus dem Netz und bei Ersatzstrombetrieb von den Diesel-Ersatzstromaggregaten versorgt. Für die Gleichstromverbraucher ist jeweils eine diodenentkoppelte Einspeisung aus beiden Versorgungssträngen vorgesehen.

Für elektrische Verbraucher, die bei den unterstellten Einwirkungen von außen benötigt werden, ist eine entsprechend geschützte zusätzliche Ersatzstromversorgung mit Diesel-Ersatzstromaggregaten, Gleichrichtern, Batterien und Wechselrichtern im Hauptprozelgebäude vorgesehen. Auch diese Ersatzstromversorgung wird zweisträngig ausgeführt. Die zugehörigen Diesel-Ersatzstromaggregate werden automatisch in Betrieb genommen, wenn die elektrische Energieversorgung aus dem Netz oder aus der nicht gegen äußere Einwirkungen geschützten Ersatzstromversorgung ausfällt.

Bei einem Ausfall eines Diesel-Ersatzstromaggregates werden vorher ausweichende Verbraucher abgesichert und die restlichen Verbraucher vom intakten Aggregat weiterversorgt. In diesem Fall würden die beiden Versorgungsstränge verbunden. Es ist darauf zu achten, daß durch Umschaltvorgänge die Versorgung so herbeizuführender wichtiger Verbraucher nicht unzulässig beeinträchtigt wird.

Zum Konzept der elektrischen Energieversorgung stellt die RSK fest, daß die geplanten elektrischen Energieversorgungseinrichtungen für die Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen der Forderung nach einer ausreichend zuverlässigen Energieversorgung genügen und aufgrund der räumlichen Trennung bzw. der vorhandenen Redundanzen auch bei den zu unterstellenden Störfällen ihre Funktion erfüllen können.

2.8 Konzept der Leittechnik

Für die Mehrwertverarbeitung ist eine dezentral strukturierte prozessorientierte Leittechnik vorgesehen. Für die einzelnen Prozeßbereiche sind insgesamt fünf Warten und ein Notanzengeheim vorgesehen. Der Informationsaustausch zwischen den Warten und den Prozeßbereichen erfolgt über ein Busystem. Die Informationsdarstellung in den Warten ist nach dem jetzigen PL-Angebot noch nicht in allen Punkten festgelegt, kann jedoch noch im Laufe der weiteren Detailauslegung entsprechend entwickelt werden.

Nach den Ausführungen der Antragsstellerin wird die Wiederaufarbeitungsanlage so ausgelegt und betrieben, daß wegen der großen thermischen Trägheit der Prozeßabläufe kurzfristige keine aktiven Schutzaktionen zur Gewährleistung der Sicherheit bei Schäden in die Anlage erforderlich sind. Bei einem Ausfall leittechnischer Einrichtungen steht ausreichend Zeit für Ersatzmaßnahmen zur Verfügung.

Die sicherheitstechnisch relevante Leittechnik wird redundant ausgelegt. Die Redundanzen werden räumlich und brandschutztechnisch getrennt. Das Gerätesystem für die Leittechnik ist noch nicht bestimmt. Forderungen, z. B. an

- die Installationsräume,
- den Schutz gegen innere und äußere Störungen,
- die Vernetzung mit der Verfahrenstechnik,
- das Instanzhaltungskonzept,
- die Funktionsfähigkeit unter den Bedingungen der FEMO-Zellen

werden im Rahmen der Detailauslegung festgelegt. Der Schutz gegen innere und äußere Störungen (magnetische Verträglichkeit, Blitz) ist nach den Maßstäben für moderne leittechnische Systeme in Kernkraftwerken zu bemessen.

Die vorgesehene Leittechnik entspricht nach Ansicht der RSK in ihren Grundsätzen dem Stand von Wissenschaft und Technik im vergleichbaren verfahrenstechnischen chemischen Anlagen. Mit der weiteren Detailauslegung können die Anforderungen an die besonderen Gegebenheiten einer Wiederaufarbeitungsanlage erfüllt werden.

2.9 Mischoxid-Brennelementherstellung

Die DWK hat dargelegt, daß Auslegung und Planung der Anlagen zur Mischoxid-Brennelementherstellung auf dem Kenntnisstand der Anlage zur Plutoniumverarbeitung der Firma ALKEM in Hanau basieren.

Die Brennstoffverarbeitung ist in ihren wesentlichen Auslegungsmerkmalen mit dem Konzept der beantragten Brennelementfabrik der Firma ALKEM identisch, welches gegenwärtig Gegenstand eines Genehmigungsverfahrens gemäß § 7 ATG ist.

Die RSK wehrt daher davon ab, daß die Ergebnisse der entsprechenden Beratungen der RSK (Empfehlung der 196. RSK-Sitzung) unmittelbar in die Planung der Brennelementherstellung in der Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen einfließen. Sie sieht keine wesentliche sicherheitstechnische Relevanz in der erhöhten Produktionskapazität dieser Anlage sowie der Tatsache, daß auch rezykliertes Plutonium mit einem höheren Anteil an Pu-238 verarbeitet werden soll. Die hierbei nötigen Vorkehrungen stellen eine Modifikation der im Betrieb der eigenartigen ALKEM-Anlagen bewährten Technologie dar.

Die Planung sieht folgende Prozeßanlagen, jeweils mit den entsprechenden Lagereinrichtungen, vor:

- Übernahme von Plutoniumnitrat-Lösung und Uranylinitrat-Lösung, Konversion der Lösungen zu Mischoxid-Pulver nach dem Al/Pu-C-Verfahren (Ammonium-Uranyl/Plutonyl-Carbonat-Verfahren (Prozeßgebäude Mischoxid-Herstellung))
- Verarbeitung des Mischoxid-Pulvers zu Mischoxid-Brennelementen (Prozeßgebäude Brennstab-/Brennelement-Herstellung)
- Behandlung der anfallenden plutoniumhaltigen Abfälle (Gebäude Abfallbehandlung Mischoxid)

Als Option werden zur Verarbeitung von extern angeliefertem PuO₂-Pulver Einrichtungen für das OKOM Verfahren (Optimiertes KO-Mahlverfahren) vorgesehen.

Die bei der chemischen Umsetzung anfallenden Filtrate werden thermisch zersetzt, der feste Rückstand in Salpetersäure gelöst und der Flüssigkeitsanteil im Saure-make-up für die Rezyklierung aufbereitet. Aus dem gelösten Rückstand werden die Verunreinigungen einschließlich Americium von Uran und Plutonium abgetrennt. Die Verunreinigungen werden als konzentrierte Lösung in die HAW- bzw. MAW-Behandlung abgegeben; die zurückgewonnene U/Pu-haltige Lösung in die Feedlösung eingespeist.

Die RSK weist darauf hin, daß die Ortsdosisleistung im Bereich der Handschuhkästen bei der geplanten Weiterverarbeitung von mehrfach rezykliertem Plutonium gegenüber dem heutzutage in Betrieb der ALKEM auftretenden Werten ansteigen wird. Hierdurch könnte eine weitere Automatisierung und die zusätzliche Anwendung von Fernbedienungstechnik erforderlich werden.

Die RSK stellt fest, daß mit der Handschuhkistenteknik ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Arbeitsverfahren zur Verfügung steht, das die Strahlenexposition des Betriebspersonals auf ein akzeptables Niveau begrenzt.

Im Sinne des Minimierungsgebotes für die Strahlenbelastung (§ 28 Abs. 1 StrSchV) ist darauf zu achten, daß Prozeßabläufe soweit wie technisch sinnvoll möglich automatisiert ausgeführt werden und manuelle Eingriffe mittels Handhabungsablenkung vornehmlich auf Verringerung und Reparaturmaßnahmen beschränkt bleiben. Für eine mit dem wachsenden Stand der Technik zu erwartende weitgehende Automatisierung der Abläufe im plasmontzerleitenden Bereich sollten daher in der Anlagenplanung soweit abzsehbar die nötigen beruflichen Voraussetzungen geschaffen werden.

Die SSK erregt, daß die Reduzierung der Strahlendexposition durch weitgehende Automatisierung im Bereich der Lagerung und Veredelung von Plutonium-Nitrid zwar wesentlich derogative Schutz des Betriebspersonals dient und ihm somit besondere Anerkennung gewährt werden sollte. Ebenso muß nach ihrer Ansicht durch die Bereitstellung entsprechender Betriebschutzmaßnahmen gewährleistet sein, daß das im Brandfall in diesen Bereichen besonders gefährdete Personal die Anlage sicher verlassen kann.

Insgesamt hat die SSK keine Einwände gegen die sicherheitstechnische Konzeption des Prozeßbereichs Brennelementherstellung, wenn ihre Empfehlungen zum Konzept der Brennelementfabrik den Fe. ALKESII berücksichtigl werden.

2.10 Rückhaltung und Ableitung radioaktiver Stoffe

Abgabe radioaktiver Stoffe mit der Fortluft

Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft im bestimmungsgemäßen Bereich erfolgt über einen 200 m hohen Abgaskanal, über drei 60 m hohe Fortluftkamin sowie über die Dachflur verschlammte Lager, im wesentlichen handelt es sich dabei um die Ableitung mit den nachfolgend genannten Abgas- bzw. Abluftströmen:

- Aufreiserabgas
 - Zellenabgas der meistierten Zellen
 - Behälterabgas des Hauptprozeßgebäudes einschließlich Abgas aus der Verladung
 - Behälterabgas der Uranreinigung
 - Behälterabgas der LAW-Behandlung einschließlich Behälterabgas der Lagerung und Verfestigung Tritiumhaltiger Abfälle
 - 60 m Kamin des Hauptprozeßgebäudes
 - Boxen, Zellen- und Raumabluft des Hauptprozeßgebäudes
 - Zellenabluft aus dem Verladegebäude für MAW-Abfälle
 - Abluft aus dem Plutoniumtrair-Übergabekanal
 - Raumabluft des Brennelement-Empfanggebäudes
 - 40 m Kamin des Prozeßgebäudes Uranreinigung
 - Boxen-, Zellen- und Raumabluft des Prozeßgebäudes Uranreinigung
 - Verneimungsabgas, Boxen-, Zellen- und Raumabluft des Prozeßgebäudes LAW-Behandlung
 - Boxen-, Zellen- und Raumabluft des Funktionsbereichs Lagerung und Verfestigung tritiumhaltiger Abwässer
 - Raumabluft des Uranfraktion-Übergabekanales
 - Raumabluft des Fällfällsporkanales
 - 60 m Kamin der Brennstoffverarbeitung
 - Raum-, Handrohrkasten- und Metallluft der Brennstoff- und Mischoxidverarbeitung
 - Abwase verschlammte Prozeßanrichtungen der Brennstoff- und Mischoxidherstellung
 - Raumluft des Mischoxid-Übergabekanales
- Aus den Bereichen Brennelementenanlagen, -bereitstellungslager, -verladegebäude, Glaskollienslager sowie aus den Pufferlagern ist im bestimmungsgemäßen Betrieb nicht mit radiologisch relevanten Abgasen radioaktiver Stoffe zu rechnen. Bezüglich der Rückhaltung und der Ableitung radioaktiver Stoffe aus einer Wiederanreicherungsanlage hat die SSK bereits im Februar 1993 eine Empfehlung ausgesprochen. Die darin enthaltenen Aussagen hinsichtlich der Abgabe radioaktiver Stoffe sind auf die geplante Wiederanreicherungsanlage Bayern/Niederachsen übertragbar.

* Radioiod und Aerosole

Die Radiojodabteilungen aus der Wiederanreicherungsanlage bestehen im wesentlichen aus den Isotopen I-129, I-131 und I-133.

Das beim Auflöseprozeß zu mindestens 99% aus den Brennelementen ins Auflöseabgas gelangende Radioiod wird durch Chemisorption an zwei hintereinandergeschalteten mit Silbernitrat beschichteten Jodisorptionsfiltern mit einem Dekontaminationsfaktor von mindestens 1000 zurückgehalten. Das in der Aufloesung verbleibende Jod (1-3%) wird nach mehreren Prozeßschritten zum Teil mit dem SNAW und LAW verfestigt, der restliche Anteil gelangt mit dem Behälterabgas bzw. mit den Verneimungsabgasen in die Atmosphäre.

Die vornehmlich aus Cn-24 durch Spontanspaltung in der Brennstofflösung nachgebildeten Jodisotope I-131 und I-133 werden im wesentlichen bei der HAW-Behandlung aus der HAW-Prozesslösung in das Behälterabgas ausgetrieben. Durch die Behälterabgasbehandlung wird sichergestellt, daß nur ein geringer Teil der nachgebildeten Jodisotope mit dem Behälterabgas in die Atmosphäre gelangt und damit die spezifizierten Abgabewerte eingehalten werden können. Die in den verschiedenen Prozeßbereichen gebildeten radioaktiven Aerosole werden in den entsprechenden Abgas- bzw. Abluftströmen z. B. mit Kondensatoren, Wärchern, Fasermatritentlern, S-Filtern und Heißgasfiltern weitgehend zurückgehalten, so daß die Einhaltung der beschränkten Emissionen für radioaktive Aerosole sichergestellt ist.

Die Rückhaltung von Jod und Aerosolen erfolgt gemäß dem Stand vom Wissenschaft und Technik.

* H-3

Das in den abseparierten Brennelementen enthaltene Tritium verbleibt bei der Wiederanreicheruug zu etwa 60% als Hydrid gebunden in den Brennstofflösungen.

Von den restlichen 40%, die als Tritiumwasser in der Feed-Lösung vorliegen, wird der größte Teil nach mehreren Prozeßschritten (Tritiumwäscher mit einem Extraktionsfaktor mit unterschiedlicher Säurekonzentration) in das Tritiumlager verbracht.

Eine Reduzierung der Tritiumkonzentration in den Abgasströmen wird mit Hilfe einer Auskondensation der Feuchte durch Taupunktsenkung erreicht. Insgesamt werden ca. 13% des Tritiuminventars der Brennelemente an die Umgebung abgegeben.

* C-14 und Kr-85:

Eine Abschleudung von C-14 und Kr-85 aus den Abgasen wird bei einer Wiederanreicherungsanlage der geplanten Größe im Hinblick auf die dadurch verursachte geringe Strahlenexposition nicht für erforderlich gehalten.

Die SSK hält die vorgesehenen Maßnahmen für angemessen und ausreichend.

Aufreiserabgasreinigung

Das Aufreiserabgasströmung besteht aus zwei Waschkolonnen zur NO_x-Absorption, einem Nalbwassermehlfilter, einem Schwefelstoffsfilter der Klasse S, zwei in Reihe geschalteten Jod-Filtern, einem Radonfilter und einem weiteren Schwefelstoffsfilter. Die Filterkette ist als Strang redundant (2 x 100%) ausgelegt. Nach einer Kühlung zur Trocknung und weiteren Verminderung des Aerosollastes wird das Abgas über die Ceblase (2 x 100%) zum 200-m-Kamin geleitet.

Das Konzept der Rückhaltung von Jod beruht auf der 99%igen Ausbreitung der Spaltprodukte aus der Speiselosung und der Puckhaltung von Aufreiserabgas mittels Jodfilter mit einem Dekontaminationsfaktor von 1000.

Die DVK hat dargelegt, daß unter Berücksichtigung der Betriebs Erfahrung der WAK sowie speziell ausgelegter Versuchsdaten in der Technikalmühle zur Komponentenprobung (TEKO) in der KfK ein Standard-Aufreiserfahren und -ablauf festgeschrieben werden soll, mit dem eine Mindestausbreitung von 99% garantiert ist. Im Anlagenbetrieb soll die Einstellung der Mindestausbreitung durch die Überwachung der I-129-Aktivität in der Speiselosung sichergestellt werden.

Die RSK ist der Ansicht, daß mit diesem Vorgehen und unter Hinzuziehung der beim Betrieb der WAK gewonnenen Erfahrungen sichergestellt werden kann, daß mindestens 90% des in den Auflöser gelangten Jods ausgetrieben werden. Durch eine optimierte Prozeßführung sollten diese Werte noch weiter verbessert werden können.

Die RSK hat die in den Rückhaltekomponenten für die Aerosole zu unterstellenden Abscheidefaktoren überprüft und für alle Komponenten Dekontaminationsfaktoren empfohlen. Die Gesamtabscheidung für partikelförmig auftretende Stoffe wird für die einzelnen Abgasstrecken um ein bis zwei Größenordnungen geringer angenommen als sich durch Multiplikation der empfohlenen Dekontaminationsfaktoren ergibt. Durch diesen Sicherheitszuschlag ist es nicht notwendig, für jede einzelne berücksichtigte verfahrenstechnische Komponente den detaillierten Nachweis ihrer Rückhaltewirkung zu führen.

Die RSK weist darauf hin, daß das Rückhaltevermögen verfahrenstechnisch notwendiger Komponenten berücksichtigt werden sollte.

Sie hält den Einbau von Ruthenfiltern in die Auflöserabgasstrecke für überflüssig, da nach vorliegenden Erfahrungen Ruthen schon an den vorgeschalteten verfahrenstechnischen Einrichtungen zurückgehalten wird.

Behälterabgasreinigung im Hauptprozeßgebäude

Entsprechend der Prozeßführung ist die Behälterabgasreinigung in ihrem "Natteil" in eine tritiumreiche und eine tritiumarme Reinstoffstrecke unterteilt.

An den tritiumreichen Natteil sind die Abgasströme aus Head- und HA-Extraktion und HAW-Behandlung angeschlossen. Die Abgase aus der HAW-Denitrierung und der Verglasung werden zunächst getrennt gewaschen, dann einer gemeinsamen Feinreinigung unterzogen und zusammen mit den Abgasen des tritiumreichen Prozeßteils den Naßfaserstofffiltern zugeführt.

An den tritiumarmen Natteil sind die Abgase aus der Plutonium-Reinigung und der MAW-Behandlung angeschlossen. Die Abgase der Plutoniumzyklen werden über getrennte Abgassammler und Kühler geführt, so daß eine Verknüpfung der Plutonium-Zyklen mit anderen Funktionsbereichen vor den Kühlen nicht gegeben ist.

Hinter den Naßfaserstofffiltern werden die Abgase des tritiumreichen und des tritiumarmen Prozeßteils vermischt, in zwei hintereinandergeschalteten Schwefelstofffiltern der Klasse S gereinigt und durch die Gebläse (2 x 100%) zum 200 m-Kamin geleitet.

Bevor das Abgas in den Kamin eintritt, wird durch Kaltwasserkühlung dafür Sorge getragen, daß die Feuchtigkeitsmenge des austretenden Gases vernachlässigbar ist.

In den 200 m-Kamin münden außerdem die Behälterabgase aus Uran-, LAW-Gebäude und der Lagerung zur Verfestigung von Tritium.

Bezüglich der für die Rückhaltekomponenten zu unterstellenden Dekontaminationsfaktoren gelten dieselben Überlegungen wie für die Auflöserabgasreinigung.

Insgesamt stellt die RSK fest, daß die von der DWK vorgeschlagenen Rückhalteeinrichtungen bei Einhaltung eines hinreichend großen, mit den Abfällen konditionierten Anteils von J-129 geeignet sind, die zulässigen Dosiswerte einzuhalten.

Abgabe radioaktiver Stoffe in Oberflächengewässer

Bei der Abwasserentsorgung der Wiederaufarbeitungsanlage wird unterschieden in

- Sanitärabwasser
- Betriebsabwasser

Die Abwässer werden getrennt gesammelt, gereinigt und nach Kontrolle in den Vorfluter abgeleitet. Sämtliche anfallenden Niederschlagswasser auf dem festgelegten Gelände der Wiederaufarbeitungsanlage werden gesammelt und die Anlage für die Niederschlagswasserentwässerung zugeführt. Sie werden in den Regenrückhaltebecken auf Aktivität überwacht.

Die RSK aufgrund ihrer Beratungen zu dem Ergebnis, daß die geplante Konzept und die getrennten Überwachungsmaßnahmen insgesamt sind, sicherzustellen, daß radioaktive Stoffe kontrolliert an die Umgebung abgegeben und die Antragswerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser eingehalten werden.

2.11 Abfallbehandlungs- und Lagerkonzept

Für die bautechnische Auslegung wurden die Abfallströme in zwei Kategorien unterteilt.

Die höher aktiven Abfälle sollen im gegen Einwirkungen von außen geschützten Hauptprozeßgebäude behandelt und in eine endlagergerechte Form konditioniert werden. Verbrauchtes TBP/Kerosingemisch wird in das angrenzende LAW-Gebäude transferiert und dort pyrolysiert.

Die niedriger aktiven Rohabfälle werden im LAW-Gebäude zwischengelagert, je nach ihrer Beschaffenheit zwischenbehandelt oder in eine endlagergerechte Form überführt.

Verfahrenstechnisch sieht das Abfallbehandlungs-konzept für die Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen die folgenden Teilbereiche vor:

HAW-Behandlung

Die aus der Extraktion anfallenden hochaktiven Spaltproduktlösungen werden nach der Konzentrierung und eventuell einem Denitrierungsschritt zur Reduzierung des Säuregehaltes des HAWC getrocknet, kalzinieren und unter Zugabe von Glasfritte in einem Schmelzofen geschmolzen.

Die DWK läßt noch offen, ob sie zur Verglasung das französische AVM-Verfahren oder das gegenwärtig im Erprobungsstadium befindliche Pamela-Verfahren auswählen wird. Beide Verfahren sind nach Ansicht der RSK grundsätzlich geeignet. Die RSK ist der Ansicht, daß die Produktqualitätsergebnisse durch Steuerung und Überwachung der Prozeßvariablen bei der Herstellung der Glaskokillen erfolgen sollte.

Die RSK verweist darauf, daß für die endgültige Auslegung der Verglasungsanlage die Betriebserfahrungen aus dem in Marcoule durchgeführten AVM-Verfahren bzw. aus der Demonstrationsanlage Pamela, die gegenwärtig errichtet wird, berücksichtigt werden müssen. Dies betrifft insbesondere den Austrag von Radionukliden in die Abgasstrecke, die Auswechslung des Schmelzofens und die Behandlung der dabei auftretenden radioaktiven Abfälle. Eine entsprechende Auslegung der Abgasstrecke und der Serviceeinrichtungen ist im Rahmen des Anlagenkonzepts technisch möglich.

MAW-Behandlung

Die Rohabfälle

- Feedklarschlamm sowie Hälzen und Strukturteile
- MAW-Flüssigkeiten
- Schrott und Bauteile nach Zerkleinerung, die innerhalb der ferrobredienten heißen Zellen und der FKMO-Zelle sowie im Servicebereich anfallen
- Core-Einbauteile aus Kernkraftwerken
- Filtereinätze aus den Abgasanlagen des Hauptprozeßgebäudes

sollen in Innenfassern zementiert und nach den Erfordernissen des Endlagers verpackt werden.

Die Konditionierung der anfallenden MAW-Rohabfälle ist ein im Betrieb der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) langjährig erprobtes Verfahren. Sicherheitstechnische Probleme werden von der RSK nicht gesehen.

Zur Zeit wird aufgrund vorliegender Erfahrungen aus der WAK überprüft, ob durch eine Modifizierung des Zementierungsschritts für die Brennelementhälzen und den Feedklarschlamm eine Tritium- und Kryptonfreisetzung aus dem Gebinde sowie die Radionuclidentwicklung verringert werden kann.

Die RSK empfiehlt, diese Forschungsergebnisse im Laufe der weiteren Begutachtung zu berücksichtigen.

Insgesamt ist die RSK der Ansicht, daß auch für die zementierten Abfallgebände eine Qualitätskontrolle vorzugsweise durch eine Überwachung der Prozeßvariablen erfolgen sollte.

Bei der Diskussion des Verfahrens der Aufkonzentrierung der wässrigen MAW-Abfälle aus dem Trennprozeß, die in einem Verdampfer durchgeführt wird, hat sich gezeigt, daß die Bildung von schweren organischen Phasen nicht ausgeschlossen werden kann. Hierzu haben Störfallanalysen gezeigt, daß auch bei einem Zerknall dieses Verdampfers keine Überschreitung der Störfallplanungswerte zu besorgen ist. Darüber hinaus wird nach Ansicht der RSK durch die Begrenzung der Betriebstemperatur auf 135° C eine schlagartige Zersetzung von "red-oil" hinreichend unwahrscheinlich gemacht. Gleichwohl empfiehlt sie, in der Detailbegutachtung darauf zu achten, daß eine ausreichende Abscheidung von organischen Degradationsprodukten sichergestellt ist.

Dieselben Überlegungen treffen auf den Denitrierung des MAW mit Ameisensäure folgenden Verdampfer zu. Hier sollten zur Systembegutachtung noch die Explosionsgrenzen für die zu unterscheidenden Gasgemische unter Berücksichtigung der Betriebsverhältnisse vorgelegt werden.

LAW-Behandlung

Die festen und flüssigen niedrigaktiven Rohabfälle werden durch Pyrolyse bzw. Verbrennung und anschließende Zementierung konditioniert. Die beantragten Konditionierungsmethoden haben sich im Betrieb der WAK bewährt und entsprechen dem Stand der Technik.

Abfälle der Mischoxid-Brennelementherstellung

Der Funktionsbereich Brennstoffverarbeitung hat eigene Einrichtungen zur Behandlung der plutoniumhaltigen Abfälle. Die festen und flüssigen Abfälle werden – soweit sinnvoll – einer Rückgewinnung von Plutonium und Uran unterzogen. Die zurückgewonnene U/Pu-haltige Lösung wird in den Konversionsprozess zurückgeführt; die anfallenden Restabfälle werden zementiert.

Die RSK milt der Rückgewinnung von Plutonium aus Abfällen große Bedeutung bei und hält daher eine eigene Abfallbehandlung im Funktionsbereich Brennstoffverarbeitung für zweckmäßig.

Tritium-haltige Abfälle

Bei der Entsorgung des Tritiums geht die DWK davon aus, daß wie durch neuere Untersuchungen verschiedener Forschungseinrichtungen belegt, etwa 60% des gesamten Tritiums festgebunden in den Brennstabkapseln sind.

Der restliche Anteil wird im Extraktionsprozess durch den Tritium-Wascher weitgehend zurückgehalten, aus dem er zusammen mit dem HAW dem Verdampfer zugeführt wird. Als Überschulwasser aus der HAW-Behandlung und Säurerückgewinnung gelangt das tritierte Wasser in das Tritiumlager. Eine Rückhaltung hinter der Extraktions- und Waschkolonnen verhindert eine Verschleppung von Tritium in andere Anlagenbereiche und sichert die Einhaltung der Tritiumabgabewerte an den Vorfluter. Als Referenzverfahren zur Entsorgung des Tritiums sieht die DWK das Verpressen in tiefe geologische Schichten vor. Sollte die Verpressung tritiumhaltiger Wasser in tiefe geologische Formationen nicht zur Verfügung stehen, so kann die Aufbewahrung des zementierten Festproduktes von tritiumhaltigem Wasser in hinreichend dichten Behältern erfolgen.

Zusammenfassend hält die RSK das vorgeschlagene Abfallbehandlungskonzept für übereinstimmend mit der sicherheitstechnischen Erfordernissen. Die geplanten verfahrenstechnischen Schritte stellen größtenteils routinemäßig erprobte Techniken dar. Die für einige Verfahren noch notwendigen Detailunterlagen können rechtzeitig vor Baubeginn der Anlagen beigebracht werden.

Lagerung der konditionierten Abfälle

Die Antragstellerin sieht Zwischenlager für Abfallgebände mit folgenden Lagerkapazitäten vor:

	I. Ausbaustufe	Endausbaustufe
– Glaskokillengeräte:	10 Jahre	20 Jahre
– MAW-Abfallgebände:	2,5 Jahre	10 Jahre
– LAW-Abfallgebände:	2,5 Jahre	10 Jahre
– T-haltige Wasser in Tankanlage bzw. einzementiert in Gebände:	1 bzw. 3 Jahre	1 bzw. 6 Jahre

Die RSK hat keine Einwände gegen die sicherheitstechnische Auslegung der beantragten Lagereinrichtungen.

2.12 Strahlenschutz

Strahlenschutz des Personals, radiologischer Arbeitsschutz

Dem innerbetrieblichen Strahlenschutz dienen insbesondere:

- Einteilung in Strahlenschutzbereiche, Zugangskonzept zu Kontrollbereichen
- Bautechnischer Strahlenschutz
- Sonstige Abschirmungen
- Dekontaminationsmaßnahmen
- Strahlenschutz des Personals bei Instandhaltungsmaßnahmen.

Zum bautechnischen Strahlenschutz gehören u. a. die Anordnung der Räume und die Dimensionierung der Wände, des Bodens und der Decke im Hinblick auf die Abschirmung der Gamma- und Neutronenstrahlung aus den Nachbarräumen.

Unter dem Begriff „sonstige Abschirmungen“ sind mobile Abschirmungen zu verstehen, die zur Minimierung der Strahlenbelastung des Personals, beispielsweise bei Interventionsarbeiten, eingesetzt werden. Außerdem zählen dazu abgestimmte Transportbehälter, die bei Transporten radioaktiver Materialien auf dem Betriebsgelände eingesetzt werden sollen.

Von der gesamten jährlichen Kollektivdosis der in Kontrollbereichen Beschäftigten wird erfahrungsgemäß ein großer Anteil durch Instandhaltungsvorgänge verursacht. Je nach der herrschenden Ortsdosisleistung in den jeweiligen Prozeßbereichen werden direkte oder indirekte Instandhaltungsmaßnahmen vorgesehen. Bei direkten Instandhaltungsmaßnahmen ist von der Antragstellerin vorgesehen, die betroffenen Komponenten soweit zu dekontaminieren, die die Ortsdosisleistung den Planungswert von 0,3 mSv/h (30 mrem/h) erreicht.

Behälter, Rohrleitungen oder Handschuhkästen werden so konstruiert, daß eine Dekontamination der jeweiligen Komponenten erleichtert wird.

Unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen errechnet die Antragstellerin eine jährliche Kollektivdosis in Kontrollbereichen Beschäftigten von ca. 4 man-Sv (400 man-rem), wobei die mittlere Individualdosis ca. 4 mSv (400 mrem) pro Jahr, bezogen auf die im Kontrollbereich Beschäftigten, beträgt.

Betriebserfahrungen in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) und in ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen zeigen, daß die angestrebten Werte erreichbar sind.

Bei der Ermittlung der o.g. Werte hat die DWK den Bereich der Brennelementherstellung nicht berücksichtigt. Für diesen Bereich verweist die SSK auf ihre Stellungnahme zum Konzept der Brennelementfabrik der Fa. ALKEM GmbH in Hanau. Da eine weitgehende Mechanisierung im Plutonium verarbeitenden Bereich, insbesondere bei der Verarbeitung rezyklierten Brennstoffs, wesentlich zur Reduzierung der Strahlenexposition des Personals beitragen kann, empfiehlt die SSK, diesem Gesichtspunkt bei der weiteren Planung der Anlage Rechnung zu tragen.

Die SSK hat keine Einwände gegen die im Konzept vorgesehenen Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes.

Strahlenexposition der Umgebung

Neben den im Sicherheitsbericht ausgewiesenen Ergebnissen der Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage aufgrund der beantragten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser lagen der SSK die entsprechenden Berechnungen und Ergebnisse der Gutachter vor. Die Strahlenexposition wurde unter Berücksichtigung der jeweiligen örtlichen Verhältnisse an den beiden Standorten berechnet. Bei der Wahl der Parameter sind die Gutachter dabei teilweise, auch bei nicht standortspezifischen Daten, von den Festlegungen in der Allgemeinen Berechnungsgrundlage abgewichen; zusätzlich wurden vom Gutachter Dosisberechnungen unter ausschließlicher Verwendung der Rechenverfahren dieser Berechnungsgrundlage durchgeführt, die nach Auffassung der SSK im Endergebnis eine konservative Abschätzung der Strahlenexposition gewährleisten.

Die SSK hat sich nach eingehender Beratung davon überzeugt, daß mit den beantragten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abfluß und Abwasser die Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV an beiden Standorten beim späteren Betrieb der Anlage eingehalten werden können.

Außerdem hat sich die SSK davon überzeugt, daß die Dosisgrenzwerte des § 44 StrlSchV eingehalten werden.

Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung

Die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Wiederaufarbeitungsanlage erfolgt unter dem Gesichtspunkten des Schutzes des in der Anlage tätigen Personals sowie der Umgebung der Anlage.

Die SSK hat sich davon überzeugt, daß das vorgesehene Überwachungskonzept für die Wiederaufarbeitungsanlage den an ein solches System zu stellenden Anforderungen genügt. Einzelheiten, wie das Verhalten des notwendigen Raumbedarfs, die brandtechnische Trennung der Rohanlagen, die Störfallmöglichkeit, die Abschirmung der Meßeinrichtungen und Meßräume usw., müssen vor der Errichtung der Gebäude vom Gutachter überprüft werden.

Zusammenfassend stellt die SSK fest, daß sich aus der Sicht des Strahlenschutzes keine Einwände gegen Standort und Sicherheitskonzept der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen ergeben.

2.13 Qualitätssicherungskonzept

Die DWK hat der RSK bei den Beratungen den allgemeinen organisatorischen Rahmen für das Qualitätssicherungssystem darzustellen wie er im Konzept für die Projektentwicklung vorgesehen ist.

Die Anwendung der Qualitätssicherung erstreckt sich über alle Phasen (vom Planungsstand bis zur Inbetriebsetzung) auf Systeme und Komponenten und bauliche Anlagen.

Die Auftragstellerin hat auszuwählen, daß auf der Basis dieses Konzeptes im Rahmen der Begutachtung und Genehmigungen die jeweiligen Qualitätssicherungsmerkmale bzw. -anforderungen und -maßnahmen sowohl aus sicherheitstechnischen als auch betrieblichen Gründen im Detail festgelegt werden.

Für sämtliche Qualitätssicherungsmaßnahmen sollen die Unterlagen so dokumentiert werden, daß sie den betrieblichen und sicherheitstechnischen Anforderungen bei Betriebsaufnahme gerecht werden.

In einer dem Planungsstadium entsprechenden noch vorläufigen Bewertung stimmt die RSK der vorgestellten Vorgehensweise für die Qualitätssicherung zu. Sie erwartet, daß im weiteren Verfahren die erforderliche Sorgfalt bei der Einstufung in Anforderungsklassen angewandt wird. Die bei Kernkraftwerken bewährte Praxis kann herangezogen werden, jedoch sollte in jedem Einzelfall kritisch die Übertragbarkeit auf die Wiederaufarbeitungsanlage, für die die Grundsätze der chemischen Industrie unter Berücksichtigung von Strahlenschutzgesichtspunkten gelten müssen, geprüft werden.

2.14 Brandschutzkonzept

Beim Brandschutz werden bei der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen die einschlägigen Bestimmungen der Bauordnung, die Richtlinien der Sachversicherer sowie die entsprechenden DIN-Normen und VDE-Bestimmungen berücksichtigt, erweitert um die für eine Wiederaufarbeitungsanlage spezifischen Randbedingungen. Insoweit entspricht das Brandschutzkonzept den zu stellenden Anforderungen.

Eine Besonderheit bilden die Zellen im Hauptprozeßgebäude, die durch Inertisierung gegen Brände geschützt werden sollen. Das Anlagenkonzept sieht vor, zum Brand- und Explosionschutz die FEMO-Zellen zu inertisieren, wobei für die gesamte Zelle bei einem Unterdruck von 20 mm Wassersäule eine maximale Leckage von etwa 1% h⁻¹ des Zellenvolumens zugelassen werden soll. Zur Inertisierung der FEMO-Zellen im Hauptprozeßgebäude wird Stickstoff von der Stickstoffversorgungsstation kontinuierlich zugeführt.

Die RSK hat gegen die Inertisierung der Zellen, die eine Alternative zum bisherigen, im Betrieb von Wiederaufarbeitungsanlagen bewährten Brandschutzkonzept darstellt, keine sicherheitstechnischen Bedenken. Für die Systembegutachtung erwartet die RSK noch Nachweise zur Funktionstüchtigkeit der Unterdruckhaltung und der Inertgasversorgung bei Außen-druckschwankungen. Grundsätzlich ist sie der Ansicht, daß bei entsprechender Zuverlässigkeit der Inertisierung und Überwachung des Sauerstoffanteils der Brandschutz in den FEMO-Zellen gewährleistet ist und somit die Entstehung eines Brandes mit hinreichender Sicherheit auszuschließen ist.

Die Stickstoffversorgung zur Vermeidung von Bränden und Explosionen in den Prozeßzellen des Hauptprozeßgebäudes ist nach Ansicht der RSK in Hinsicht auf Lagerung, Verdampfung und Verteilung zweistrangig auszuführen. Diese Forderung gilt nicht für die Rohleitung im Meßkanal, die bei Schäden leicht überbrückt werden kann.

Kurzfristige Unterbrechungen der Stickstoffversorgung sind nach Einschätzung der RSK tolerierbar, da sich wegen der Größe der FEMO-Zellen unzulässige Sauerstoffkonzentrationen nur langsam ausbilden können, zumal die Unterdruckhaltung und die Zellengaszusammensetzung unabhängig voneinander überwacht und geregelt werden.

Bei längerfristigem Ausfall der Stickstoffversorgung kann durch Abfahren der Anlage, d. h. Abschalten der wärmeabgebenden Systeme ein Anlagenzustand erreicht werden, in dem die Entstehung von Bränden sehr unwahrscheinlich ist.

Bei der Detailbeurteilung der Brandschutzmaßnahmen ist die Möglichkeit lokaler Erhöhungen des Sauerstoffgehalts unter Beachtung der gegebenen Eigenzeiten zu berücksichtigen.

Die RSK hat auch das Brandschutzkonzept für die nicht-inertisierten Bereiche im Hauptprozeßgebäude geprüft. Bei sinngemäßer Übertragung der für das Hauptprozeßgebäude vorgesehenen Brandschutzmaßnahmen auf die übrigen Gebäude bestehen keine Einwände gegen das Brandschutzkonzept für diese Gebäude.

Die wichtigste Maßnahme betrifft die Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte, die feuerbeständig gegeneinander abgetrennt sind. Die Aufteilung in Brandabschnitte erfolgt nach der Funktion der Räume und nach der Brandlast. Rettungswege (Treppenhäuser mit Vorräumen, gesicherte Flure) bilden eigene Brandabschnitte. Gegen diese Unterteilung bestehen keine Einwände, vorausgesetzt, daß die genaue Ermittlung der Brandlasten – soweit noch nicht erfolgt – keine andere Auslegung erfordert.

Von besonderer Bedeutung ist die Funktion der Lüftung bei einem Brand. Bei örtlich begrenzten kleineren Bränden bleibt die Lüftung in Betrieb. Befreit der Brand einen Großteil eines Brandabschnitts, werden die Brandklappen in den Zu- und Abluftkanälen automatisch oder von Hand geschlossen. Der Raum bleibt lufttechnisch gesehen abgeschlossen, bis der Brand durch Sauerstoffmangel oder durch Löschmaßnahmen erlischt. Infolge Ausdehnung der Raumluft durch Erhitzung wird zumindest teilweise die Unterdruckhaltung gegen angrenzende Räume sowie gegen Flure und Rettungswege unwirksam werden. Der aus dem Brandabschnitt durch Undichtigkeit austretende Qualm soll dann durch die Abluftanlagen in den angrenzenden Räumen abgesaugt werden.

Hier ist nach Ansicht der RSK nachzuweisen, daß durch schädliche Bestandteile in der Leckluft aus Brandräumen keine Beeinträchtigung der Wirkung der Abluftfilter erfolgt. Ferner sollte die Feuerwehr mit transportablen Umluftfiltergeräten zur Entqualmung der betroffenen Räume ausgerüstet werden.

Die Rettungswege (Flure, Treppenhäuser) sind an zwei eigene unabhängige und getrennt aufgestellte Zuluftanlagen angeschlossen. Es soll immer – auch im Brandfall im Gebäude – ein Überdruck in den gesicherten Bereichen gehalten und damit eine Verqualmung verhindert werden. Einem ausreichenden Luftwechsel in den Treppenhäusern sollte für den Fall eines Brandes besondere Beachtung geschenkt werden.

Trotzdem empfiehlt die RSK, daß auch hier die Feuerwehr transportable Umluftfiltergeräte für den nicht ganz auszuschließenden Fall der Verqualmung vorhält.

Zu den Brandabwehrmaßnahmen zählen Brandmeldeanlagen und die Brandbekämpfung durch stationäre und mobile Feuerlöschsysteme. In welchen Bereichen Löschanlagen zu installieren sind, kann erst bei den Detailprüfungen festgelegt werden. Das Gesamtkonzept wird hiervon nicht berührt.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß sie keine Bedenken gegen das vorgelegte Brandschutzkonzept der DWK hat. Die Brandschutzmaßnahmen werden im einzelnen im atomrechtlichen und baurechtlichen Verfahren geprüft.

2.15 Störfallanalyse

Die DWK hat die Störfallanalyse in zwei Phasen gegliedert. In Phase I sollte die Vollständigkeit der Störfallanalyse nachgewiesen werden, während Phase II die quantitative Analyse der Störfälle umfaßt.

Nach dem Analysen der DWK kann eine gegenüber dem Normalbetrieb erhöhte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung, unabhängig vom auslösenden Ereignis, bei Einwirkungen von innen nur durch eines der folgenden Basisereignisse auftreten:

- Kritikalität
- Ausfall der Kühlung, Selbstheizung
- Brand
- heftige chemische Reaktion oder Explosion
- Leckage
- Absturz schwerer Lasten, mechanische Beschädigung.

Ebenso wurden die Auswirkungen von Einwirkungen von außen untersucht, die üblicherweise auch der Auslegung von Kernkraftwerken zugrunde gelegt werden.

Bei der Auswahl der repräsentativen Störfälle wurde so vorgegangen, daß zunächst ermittelt worden ist, welche Ereignisse aufgrund der physikalischen, chemischen und technischen Randbedingungen bzw. durch systemtechnische Schutzmaßnahmen auszuschließen sind. Ferner wurden systemspezifische Ereignisse ausgeschlossen, bei denen die Eigenzeit bis zu einem möglichen Eintritt eines unzulässigen Betriebszustandes oder dem Beginn einer erhöhten Freisetzung so groß ist, daß rechtzeitig Abhilfemaßnahmen getroffen werden können.

Nach Meinung der RSK steht die von der DWK zur Störfallauswahl und vertieften Analyse gewählte Methode im Einklang mit der Vorgehensweise in den Störfalleitlinien für Druckwasserreaktoren. Die RSK folgt der Antragstellerin dahingehend, daß folgende wesentliche Ereignisse durch Vorsorgemaßnahmen sicher verhindert werden und somit in ihren radiologischen Auswirkungen nicht analysiert zu werden brauchen:

- Lösungsmittelbrand und Explosionen im inertisierten Bereich im Hauptprozeßgebäude
- Gemeinsamer Ausfall der betrieblichen und passiven Kühlung bei Behältern mit selbstheizenden Lösungen
- Gefährdende Wasserstoffexplosion im Hauptprozeßgebäude und im Plutoniumnitrat-Tanklager der Brennstoffverarbeitung
- Sieden von Plutoniumnitrat
- Modulabsturz vom Hebezeug des Servicebereichs.

Die von der DWK ermittelten Basisereignisse sind nach Ansicht der RSK zutreffend ausgewählt.

In Phase II ihrer Störfallanalyse hat die DWK jeweils die Störfälle im Detail analysiert, die als repräsentativ für die Basisereignisse angesehen werden. Andere Störfälle, die zum gleichen Basisereignis führen, sollen dadurch in ihren radiologischen Auswirkungen abgedeckt werden. Weitere Ereignisse, wie Fehlbedienung, Fehlleitung, Verlust der Druckstaffelung, Ausfälle im Bereich der Strom- und Medienversorgung, der Leittechnik und Rückhalteeinrichtungen können nach der Analyse der DWK letztlich nur zu einem der Basisereignisse führen.

Nach den Störfallanalysen führen die Störfälle

- Kritikalität in einem Behälter der Feedbilanzierung und -lagerung,
- Lösungsmittelbrand im 2. Uranzyklus und im Gebäude LAW-Behandlung,
- Brand im Bereich der Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxid,
- Red-oil-Explosion im 4A-Verdampfer oder 1W-Verdampfer,
- Leckage eines Lagertanks mit HAWG und
- Erdbeben

zu den potentiell größten radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage.

Die DWK kommt in ihren Störfallanalysen zu dem Ergebnis, daß aufgrund der getroffenen Schutzmaßnahmen mit Störfallauswirkungen lediglich über den Fortluftpfad zu rechnen ist. Ein störfallbedingtes Eindringen von radioaktiven Stoffen in den Boden und ins Grundwasser wird daher nicht betrachtet. Die RSK stimmt dem aufgrund ihrer Beratungen zur Sicherstellung des Grundwasserschutzes zu. Auch bei Transportunfällen auf dem Betriebsgelände bzw. bei Erdbebeneinwirkung auf die Betriebsabwasseranlage tritt keine Gefährdung des Grundwassers ein.

Die Berechnung der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung aufgrund störfallbedingter Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus der Wiederaufbereitungsanlage wurde von der Antragstellerin und den Gutachtern unter Berücksichtigung der Rechenannahmen der Störfallberechnungsgrundlagen für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor durchgeführt.

Die DWK geht bei der Analyse des Kritikalitätsstörfalles in einem Behälter großen Volumens in Phase II von $5 \cdot 10^{11}$ Spaltungen aus.

Die RSK hält diese Annätze für konservativ und abdeckend für entsprechende Störfallmöglichkeiten in anderen Komponenten und Bereichen der Wiederaufbereitungsanlage.

Der Kritikalitätsstörfall führt insbesondere zur Freisetzung von kurzlebigen radioaktiven Edelgasen und Halogenen. Die Abgasstrecke wird so ausgelegt, daß die Kondensierung des anfallenden Dampfes und eine weitgehende Auswaschung der Halogene und Aerosole sichergestellt und eine Überfeuchtung der nachfolgenden Filter verhindert werden. Damit können die Störfallplanungswerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV eingehalten werden.

Der Störfall Lösungsmittelbrand wurde von der DWK analysiert, wobei geplante Löschanlagen unberücksichtigt blieben. Wesentlich für die Störfallauswirkungen ist dabei, welche Mengen an Spaltprodukten und Aktiniden in den Gebäuden angenommen werden, und ob der Freisetzungsweg des radioaktiv kontaminierten Brandgases auf dem bestimmungsgemäßen Ableitungspfad über Filter und Kamin erfolgt.

Die RSK sieht dabei die Ableitungen der Brandgase über den bestimmungsgemäßen Ableitungspfad über den Kamin als gesichert an. Die übrigen Voraussetzungen der Störfallanalyse, insbesondere die Annahme eines den ungünstigsten Brandabschnitt gänzlich umfassenden Brandes, sind als konservative Vorgehensweise zu bewerten.

Der Störfall Brand im Bereich der Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxid wird ausgehend vom ungünstigsten Brandabschnitt mit dem höchsten Plutoniuminventar unter Annahme einer Branddauer von 1 h analysiert.

Diese Annahmen sind nach Ansicht der RSK konservativ.

Durch automatische Sperrung der Zu- und Abluft des betroffenen Brandabschnittes ist mit einem frühzeitigen Erlöschen des Brandes aufgrund von Sauerstoffmangel zu rechnen. Durch Leckage über Absperrklappen und Türen in Nachbarräume gelangende Brandgase werden mit Fortluft über Filter freigesetzt. Löschanlagen wurden bei der Analyse nicht berücksichtigt, zum Belastung der Fortluftfilter durch Ruß und Wärme und zum Einbau von Löschanlagen und ihrer möglichen Berücksichtigung wird auf das Kapitel Brandschutz verwiesen. Die Störfallanalysen zeigen, daß die Anforderungen des § 28 Abs. 3 StrlSchV eingehalten werden.

Die Wirkungen von Red-oil-Explosionen hat die DWK anhand des 4A-Verdampfers für Plutoniumnitratlösung ermittelt. Die Analyse führt zu dem Ergebnis, daß der 4A-Verdampfer versagt und die Plutoniumnitratlösung in die FEMO-Zelle spritzt. Für den 1W-Verdampfer in der Konzentrierung mit einem höheren freisetzbaren radioaktiven Inventar unterstellt die DWK ein Versagen nicht. Auch die Absperrstrecke des Verdampfers soll bei dem auftretenden Druck funktionstüchtig bleiben, so daß eine Freisetzung nach einer Red-oil-Explosion lediglich über das Behälterabgassystem erfolgen kann.

Die RSK hält die analysierten Störfallabläufe für repräsentativ für die Explosionsmöglichkeiten in den Verdampfern. Sie ist der Ansicht, daß durch die Betriebsweise und die Leittechnik der Verdampfer ausreichend Vorsorge gegen eine Red-oil-Explosion getroffen ist. Über die Qualitätsmerkmale des Verdampfers liegen noch keine detaillierten Unterlagen vor. Eine Beurteilung der Qualität erfolgt im Rahmen der Errichtungsbeurteilung. Die Analysen haben gezeigt, daß auch bei postulierem Versagen des 1W-Verdampfers die Störfallplanungswerte gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV eingehalten werden.

Für das Basisereignis Leckage hat die DWK Storfalleanalysen unter der Annahme eines totalen Auslaufens der jeweiligen Komponente und punktueller Freisetzungsbereiche für Verdunstung und Verdampfung von radioaktiven Aerosolen aus den ausgelaufenen Flüssigkeiten durchgeführt. Von wesentlicher Bedeutung ist dabei das Auslaufen von selbstheizenden Flüssigkeiten. Bestimmende Leckagen sind somit Leckagen des Auflösers, des JW-Verdampfers und insbesondere eines MAWC-Lagertanks. Bei der Ermittlung von Storfallauswirkungen über die Fortluft spielt der Zeitraum bis zur Wiederaufnahme der ausgelaufenen Flüssigkeit eine entscheidende Rolle. Damit im Zusammenhang steht die sichere Erkennung des Storfalleintritts.

Die RSK empfiehlt daher, bei der Storfalleanalyse den Gesichtspunkten der sicheren Erkennung einer Leckage, ihrer Beseitigung und dem Nachweis der dafür erforderlichen Zeit und Bereitstellung von Reservekapazität erhöhte Aufmerksamkeit zu schenken. Dies gilt besonders für selbstheizende Flüssigkeiten. Der infolge des Storfalles durch Verdampfung und Verdunstung verursachte Feuchteeintrag in das Zellenabgas- und Zellenabluftsystem muß bei der Ermittlung der zugrundeliegenden Rückhaltefaktoren beachtet werden.

Der Storfalle Erdbeben betrifft gleichzeitig alle Gebäude auf dem Betriebsgelände. Da die Gebäude mit dem höchsten Inventar an radioaktiven Stoffen gegen Erdbeben ausgelegt werden, sind für die auftretenden Storfallauswirkungen die nicht vollständig erdbebensicher ausgelegten Gebäude Uranreinigung und LAW-Behandlung bestimmend. Im Hauptprozeßgebäude bleiben neben dem Gebäude selbst, der Bodenliner der FEMO-Zellen, Behälter und Komponenten in den FEMO-Zellen, die MAWC-Pufferbehälter und die wesentlichen Einrichtungen in der Vergasung, insbesondere der Schmelzofen und die Rückhalteeinrichtungen, intakt. Die Inertisierung in den FEMO-Zellen bleibt erhalten. Es wird jedoch die Leckage kleinerer Behälter und einzelner Rohrleitungen und die Anforderung der passiven Kühlung unerfüllt. Ein Brand tritt nach der Analyse der DWK auch in den nicht inertisierten Bereichen des Hauptprozeßgebäudes nicht auf. Ebenso rechnet die DWK nicht mit einem Brand bei Erdbeben in den Gebäuden der Brennstoffverarbeitung.

Die RSK ist hierzu der Ansicht, daß wesentliche Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Branden in den nicht inertisierten Bereichen des Hauptprozeßgebäudes und in der Brennstoffverarbeitung bei Erdbeben durch entsprechende Vorkehrungen sicher verhindert werden können.

Die Storfalleanalysen für die nicht vollständig gegen Erdbeben ausgelegten Gebäude, insbesondere die Uranreinigung und die LAW-Behandlung wurden unter pessimistischen Randbedingungen wie Zerstörung aller Pufferbehälter und vollständiges Verbleiben aller brennbaren Flüssigkeiten durchgeführt.

Die SSK hat die vom Gutachter durchgeführten Rechnungen hinsichtlich der verwendeten Quellterme für die unterstellten Storfälle sowie hinsichtlich der den Rechnungen zugrundeliegenden Einflußgrößen beraten.

Die RSK und die SSK stellen fest, daß die Strahlenexposition nach Storfällen in der Umgebung der Wiederaufbereitungsanlage auch unter Berücksichtigung des Expositionsplatzes „Ingenieur“ unterhalb der Storfalleplanwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV für Kernkraftwerke liegt. Sie halten damit den nach § 28 Abs. 3 StrlSchV geforderten Nachweis einer ausreichenden Vorsorge gegen Storfälle für gegeben.

2.16 Bautechnische Auslegung

Bauhbarkeit der Bauwerke der geplanten Wiederaufbereitungsanlage Wackersdorf/Drögahn

Für die Gebäude der Wiederaufbereitungsanlage ist entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung eine abgestufte Auslegung vorgesehen. Die Auslegung erfolgt nach den Regeln der Baukunst und der Technik im Sinne der BayBO/NBauO*) teils mit einem baulichen Schutz gegen Einwirkungen von außen, teils bei unterschiedlichen Gebäuden oder Gebäudeteilen differenziert vorgegangen wird.

Für den Baugrund liegt die gutachterliche Bestätigung vor, daß die bei allen Lastfällen zu erwartenden Bodenpressungen ohne weiteres aufgenommen werden können.

Die Beratungen haben keine Bedenken gegen die Baubarkeit der Bauwerke der geplanten Wiederaufbereitungsanlage mit dem jeweils spezifizierten Schutzzustand ergeben.

- Erdbeben

Hauptprozeßgebäude

Die Standorte der geplanten Wiederaufbereitungsanlage liegen in der Erdbebenzone 0 (Wackersdorf) oder 1 (Drögahn) nach KTA 2201.1. Eine Auslegung gegen Sicherheitserdbeben ist bei allen Bauwerken, bei denen ein solcher Erdbebenachweis vorgezogen ist, problemlos möglich.

Die RSK stimmt dem geplanten Vorgehen der DWK zu, den Nachweis für den Abtrag von induzierten Erschütterungen infolge eines Erdbebens für Rohrleitungen, Rohrdurchführungen und Einzelkomponenten an ausgesuchten repräsentativen Einzelfällen zu führen. Ansonsten ist die erdbebensichere Verlegung von Leitungen Stand der Technik. Somit kann weitgehend auf vereinfachte Rechenverfahren zurückgegriffen werden. Voraussetzung hierfür ist die Beachtung von konstruktiven Grundsätzen sowie von Aufstellungs- und Verlegerichtlinien.

Ergabenfalls muß das Hauptprozeßgebäude mit den FEMO-Zellen mit über die Länge veränderlicher Anregung speziell untersucht werden. Die zulässigen maximalen Dehnungen der Gebäudestruktur im Falle eines Erdbebens sind bestimmt durch die Verformungsfähigkeit des Edelmetallliners. Durch geeignete Auslegung und konstruktive Maßnahmen kann dafür gesorgt werden, daß von der Integrität des Liners auch nach einem Erdbeben ausgegangen werden kann.

Plutoniumverarbeitung und Mischoxid-Abfallbehandlung

Für die Gebäude der Mischoxidherstellung sowie der Brennstoffblettenherstellung, Brennstofffertigung und der Mischoxid-Abfallbehandlung ist ein ausreichender Schutz gegen Erdbeben vorgesehen.

Uranreinigung, LAW-Behandlung, Tritium-Behandlung

Bei ihrer bautechnischen Auslegung gegen Erdbeben für die Gebäude der Uranreinigung, der LAW-Behandlung und Tritium-Behandlung geht die DWK davon aus, daß die über den Luftpfad zu unterstellenden Freisetzungswerte nur zu einer sehr geringen Umgebungsbelastung führen. Das Gebäude der LAW-Behandlung ist auf Standsicherheit im Erdbebenfall ausgelegt, um Rückwirkungen auf interne Komponenten zu vermeiden. Die Antragstellerin trägt dafür Sorge, daß durch gegen Einwirkungen von außen ausgelegte Außenwände in diesen Gebäuden eine Freisetzung in und eine Strahlenbelastung über das Grundwasser vermieden werden.

Die RSK ist der Ansicht, daß mit der bautechnischen Auslegung der Gebäude ein den sicherheitstechnischen Erfordernissen entsprechender Schutz gegen Erdbeben gegeben ist.

Abfalllager

Die Gebäude zur Pufferlagerung konditionierter MAW- und LAW-Endabfallgebäude sowie zementierter tritiumhaltiger Wasser sind nach Meinung der RSK im erforderlichen Umfang gegen Erdbeben ausgelegt.

Ebenso ist die bautechnische Auslegung des Glaskokillenlagers geeignet, den Einschluß und die Abschirmung der eingelagerten radioaktiven Stoffe auch nach einem Erdbeben sicherzustellen.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die Aussagen bezüglich der radiologischen Auswirkungen über den Luftpfad bei Erdbeben unter Berücksichtigung zu unterstellender Brände durch Nachweis belegt werden können.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß die von der DWK konzipierte Bauwerksauslegung gegen Erdbeben den sicherheitstechnischen Anforderungen genügt. Detailfestlegungen der bautechnischen Ausführung berühren nicht das vorgestellte Erdbeben-Schutzkonzept.

*) BayBO/NBauO bzw. Niedersächsische Bauordnung

– Absturz von Lasten

Für den Fall eines Modulabsturzes während des Transports aus niedriger Hubhöhe ist der Liner nach Ansicht der RSK so auszulagern, daß die eingetragene kinetische Energie ohne Integritätsverlust abgetragen werden kann. Diese Auslegung ist technisch realisierbar.

Während des Einziehens eines Moduls in die Servicezelle sind Hubhöhen bis zu 20 m zu unterstellen. Nach Meinung der RSK ist durch erhöhte Anforderungen an die Auslegung der Hebezeuge in der Servicezelle und der gesamten Lastkette sicherzustellen, daß der Absturz an dieser Stelle hinreichend unwahrscheinlich ist.

Es ist nachzuweisen, daß die erforderliche Dichtfunktion des Liners auch bei Absturz von Wechselkomponenten bei Instandhaltungsmaßnahmen aus allen zu unterstellenden Hubhöhen gewährleistet ist.

2.17 Maßnahmen zur Minimierung von Auswirkungen auf die Umwelt

Die RSK hat sich mit der Möglichkeit technischer Maßnahmen zur Minimierung der Ableitung radioaktiver Stoffe, des Anfalls radioaktiver Abfälle sowie zur Reduzierung des Risikos eines Flugzeugabsturzes und einer Explosionsdruckwelle beschäftigt.

Ableitung radioaktiver Stoffe

Die RSK ist der Ansicht, daß die Maßnahmen zur Rückhaltung der gasförmigen Ableitungen den Erfordernissen genügen. Sie erwartet, daß mit dem von der DWK vorgeschlagenen Weg zur Qualifizierung eines Standardaufreißverfahrens und der zu erwartenden Prozessoptimierung die Emission des radiologisch relevanten I-129 unter dem den Analysen jetzt zugrundegelegten Wert gehalten werden kann, was eine weitere Erniedrigung der Strahlenexposition nach sich ziehen wird.

Eine Rückhaltung von Krypton-85 ist nicht vorgesehen und wird auch nicht für erforderlich gehalten. Gleichwohl laufen die Entwicklungsvorhaben zur Abtrennung weiter. Die Planungen der DWK sehen Platz für den eventuellen Zubau einer Versuchsanlage vor.

Die Maßnahmen zur Rückhaltung von Tritium sind nach Ansicht der RSK aufgrund der Prozessführung und der verwandten Komponenten geeignet, den Anteil des Tritiums, der in der Feed-Lösung enthalten ist, auf eine möglichst kleine Flüssigkeitsmenge zu beschränken (siehe Kapitel 2.11).

Die in der Prozessführung der Behälterabgasreinigung vorgenommene Unterscheidung nach tritiumreichen und tritiumarmen Systemen ist ebenfalls dazu geeignet, die Emissionen zu verringern.

Die RSK hält es für nicht angemessen, die Temperatur der Kaltwasserkühlung zur Auskondensation flüssiger Bestandteile im Abgas weiter zu erniedrigen, da diese aufwendige Maßnahme keine wesentliche weitere Reduzierung der Tritiumableitung über die Füllluft verspricht.

Zu den Möglichkeiten einer weiteren Reduzierung der Ableitung von Aerosolen stellt die RSK fest, daß Verbesserungen gegebenenfalls aufgrund der ersten Erfahrungen aus dem Anlagenbetrieb ohne konzeptentscheidende Änderungen getroffen werden können. Die RSK erwartet bereits von dem geplanten Konzept der Abgas- und Abluftreinigung eine deutliche Unterschreitung der beantragten Ableitungswerte für Aerosole im Betrieb der Anlage.

Anfall radioaktiver Abfälle

Nach Meinung der RSK soll sich die Diskussion künftiger Maßnahmen zur Minimierung radioaktiver Abfälle in erster Linie auf bewährte Verfahrenswesen und nur in eingeschränktem Umfang auf zu erwartende künftige Entwicklungen konzentrieren, die nach nicht Stand der Technik sind.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß bei der Abfallbehandlung auf Verfahren zurückgegriffen wurde, die dem Stand der Technik entsprechen und eine weitgehende Minimierung der Endabfälle gewährleisten.

Durch die Einplanung in der Erprobung befindlicher elektrolytischer Verfahren im chemischen Trennprozeß sowie durch die Verfahren

- Verbrennung brennbarer Abfälle,
- Verbrennung organischer flüssiger Abfälle,
- Paketierung preßbarer Abfälle

bei der Abfallbehandlung ist eine Volumenreduzierung und somit eine Minimierung der Anzahl der Abfallgebinde zu erwarten.

Entsprechend dem Auslegungsziel der DWK ist eine weitere Minimierung der Abfallströme durch Einführung der FEMO-Technik zu erwarten, da hierdurch wesentlich geringere Mengen von Abfällen aus der Dekontamination anfallen.

Maßnahmen gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle
Die Anforderungen zur Minderung des Risikos aus Flugzeugabsturz und Druckwellen aus externen chemischen Explosionen (gemäß BMI-Richtlinie) werden durch das vorgelegte Konzept nach Ansicht der RSK erfüllt.

Erhebliche Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung bei diesen Ereignissen sind nur durch direkte mechanische oder thermische Beaufschlagung des über die einzelnen Anlagenteile der Wiederaufbereitungsanlage verteilten radioaktiven Inventars möglich. Somit sind immer nur Teile des radioaktiven Inventars von den Ereignissen Flugzeugabsturz und externe chemische Explosion betroffen; die zur Freisetzung zur Verfügung stehende Energie ist gering.

Unabhängig von diesen Überlegungen wird für das Hauptprozeßgebäude, die Prozeßgebäude der Mischoxid-Brennelementfertigung und das Glaskokillenlager ein bautechnischer Schutz gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle vorgesehen.

– Hauptprozeßgebäude

Für das Hauptprozeßgebäude der Wiederaufbereitungsanlage ist eine zweischalige Bauweise vorgesehen. Hierbei wird die Außenschale für den Lastfall Flugzeugabsturz so ausgelegt, daß sie das Eindringen eines auftreffenden Flugzeugs verhindern soll. Die Innenschale bildet den Schutz gegen dabei abplatzende Betonteile.

Außen- und Innenschale sind zur Reduzierung möglicher Auswirkungen von Einwirkungen von außen auf Systeme und Komponenten (Erschütterungen) nur über das gemeinsame Fundament verbunden. Für das Hauptprozeßgebäude ist eine fugenlose Baukonstruktion der Außenschale vorgesehen.

Sicherheitstechnisch bedeutsame Systeme und Komponenten befinden sich im gegen Flugzeugabsturz geschützten Gebäude und sind gegen Erdbeben ausgelegt. Durch die Auslegung gegen Erdbeben ist in hohem Maße auch Vorsorge gegen andere dynamische Einwirkungen von außen getroffen.

Die RSK stellt deshalb fest, daß das Anlagenkonzept Flugzeugabsturzinduzierte Einwirkungen im Rahmen der Risikominimierung ausreichend berücksichtigt. Im Rahmen der weiteren Begutachtung hat die Antragstellerin den Nachweis zu führen, daß durch entsprechende Auslegung wesentlicher Komponenten oder durch sonstige Maßnahmen erhebliche Freisetzungen radioaktiver Stoffe hinreichend sicher verhindert werden. Dieses Schutzziel ist nach Meinung der RSK sicher erreichbar.

Darüber hinaus verfügt die Mehrzahl der Komponenten und Systeme über so lange Eigenzeiträume, daß Reparaturen vor dem Eintritt von Folgeschäden möglich sind.

Schließlich sind im Falle eines Flugzeugabsturzes betriebsseitige Notfallmaßnahmen möglich.

Bezüglich der vorgesehenen Wanddicken der Außenschale des Hauptprozeßgebäudes (Wände 1,2 m, Dach 1,1 m) bestehen in der RSK Bedenken, ob durch Stahlbetonwände dieser Dicke der Schutz gegen Flugzeugabsturz gewährleistet werden kann. Sie stellt aber dazu fest, daß durch eine eventuell erforderliche Erhöhung der Wanddicke die Baubarkeit nicht in Frage gestellt wird.

Mit dieser bautechnischen Ausführung des Hauptprozeßgebäudes ist nach Meinung der RSK der erforderliche Schutz gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle getroffen.

- Prozeßgebäude Mischoxidherstellung und Brennelementherstellung

Für diese Gebäude ist ein bautechnischer Schutz gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle in entkoppelter Bauweise vorgesehen. Dadurch wird die Wirkung induzierter Erschütterungen auf Systeme und Komponenten erheblich reduziert. Die RSK ist der Ansicht, daß ein größerer Folgebrand und eine erhebliche Freisetzung von Plutonium in die Umgebung durch Erschütterungswirkungen infolge Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle verhindert werden kann.

- Glaskokillenlager

Die Nachwarmeabfuhr aus dem Glaskokillenlager ist sicherheitstechnisch notwendig. Die Sicherstellung der erforderlichen Wärmeabfuhr nach einem Flugzeugabsturz oder einer Explosionsdruckwelle ist, wenn auch gegebenenfalls mit Einschränkungen (z. B. höhere Kokillentemperatur), im Rahmen des weiteren Genehmigungsverfahrens nachzuweisen.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die für die übrigen Gebäude von der Antragstellerin vorgesehene, nach dem Gefährdungspotential abgestufte bautechnische Auslegung gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes und einer Explosionsdruckwelle angemessen ist.

2.10 Zusammenfassende Bewertung des Sicherheitskonzepts

Die RSK hat das Sicherheitskonzept der Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen eingehend beraten.

Sie hat sich davon überzeugt, daß mit den geplanten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung beim späteren Betrieb der Anlage eingehalten werden können. Auch für die zugrundezulegenden Störfälle liegt die Strahlenexposition in der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage unterhalb der Störfallplanungswerte für Kernkraftwerke.

Die geplante Auslegung der baulichen Anlagen entspricht ebenso dem Stand von Wissenschaft und Technik wie die Ausrüstung der prozeßtechnischen Einrichtungen und die für den Betrieb der Wiederaufarbeitungsanlage vorgesehenen Verfahrensschritte.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß über den Rahmen der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden hinaus in der Planung Maßnahmen vorgesehen sind, mit denen Auswirkungen auf die Umwelt weiter reduziert werden können.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß sie keine Bedenken gegen das Sicherheitskonzept der Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen hat.

3 Empfehlung zur ersten Teilerichtungs-genehmigung

Die DWK hat Anträge auf Erteilung einer ersten Teilerichtungs-genehmigung gestellt, die folgende Anlagen bzw. Anlagenteile umfassen:

- Brennelementeingangslager
- Zaun, äußere Umschließung
- Anlagenwache/Hauptwache

Die RSK hat sich mit den sicherheitstechnischen Fragen zum Brennelementeingangslager beschäftigt.

Im Brennelementeingangslager werden abgebrannte Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren in Brennelementbehältern bis zu ihrer Wiederaufarbeitung trocken zwischengelagert. Es sind an Lagerkapazität beantragt 1500 Mg Schwermetall für Wackersdorf, 500 Mg Schwermetall für Dragahn.

Die von den Brennelementen ausgehende Zerfallswärme wird ohne aktive Maßnahmen durch Naturkonvektion über Luftaustrittsöffnungen im Dach des Lagers ins Freie abgegeben.

In ihrer Bewertung bezieht sich die RSK auf ihre auf der 184. RSK-Sitzung am 23. März 1983 ausgesprochene Empfehlung zu den Trockenbehälterlagern Ahaus und Gorleben, die in ihren sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmalen mit den für die Wiederaufarbeitungsanlage beantragten Lagern weitgehend vergleichbar sind.

Die Antragstellerin hat vorgesehen, über die für die Trockenbehälterlager Ahaus und Gorleben positiv begutachteten Brennelementbehälter hinaus weitere noch nicht näher spezifizierte Behältertypen einzulagern, z. B. für die Lagerung von Mischoxid-Brennelementen. Nach Ansicht der RSK bestehen dagegen keine Bedenken, da durch eine entsprechende Behälterauslegung bzw. Brennstoffbelastung die für die genehmigten Behältertypen gültigen Annahmebedingungen jederzeit erreicht werden können. Das gleiche gilt für die beantragte Lagerung von abgebrannten Brennelementen höherer Anfangsanreicherung bis zu 4% und Abbränden bis zu 55 GWd/Mg.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen die erforderliche Leckdichtheit der Brennelementlagerbehälter und die erforderliche Wärmeabfuhr sichergestellt sind. Sicherheitstechnische Bedenken gegen die Realisierung der beantragten Trockenbehälterlager bestehen somit nicht.

199. Sitzung am 14.11.1984

In dieser Sitzung wurde keine Empfehlung verabschiedet.

200. Sitzung am 19.12.1984

Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK)**Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb**

Im Auftrag der Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerk AG (RWE) hat ein Konsortium der Firmen BBC/BBR-Hochtief am linken Rheinufer bei Flußkilometer 605 das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK) errichtet.

Das Kernkraftwerk ist mit einem Druckwasserreaktor von etwa 1300 MWe ausgestattet. Das nukleare Dampferzeugungssystem unterscheidet sich von dem bisher in der Bundesrepublik Deutschland genehmigter Druckwasserreaktoren. Das BBR-Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich stellt eine Weiterentwicklung der in den USA im Bau und in Betrieb befindlichen Babcock & Wilcox (B & W)-Reaktoren dar. Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich wurde unter Anwendung deutscher Sicherheitsanforderungen wie Leitlinien, Richtlinien und Regeln ausgelegt, was sich z. B. im Gesamtaufbau der Anlage, in der Qualität der Komponenten, im Automatisierungsgrad der Anlage, in der Entmaschung redundanter Teile des Sicherheitssystems, der konsequenten Trennung von Betriebs- und Sicherheitssystemen und der Wartungsgestaltung ausdrückt.

Die RSK verabschiedete auf ihrer 90. Sitzung am 23.1.1974 eine Empfehlung zum Konzept des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich, in der sie erklärte, daß aus ihrer Sicht keine Bedenken gegen die Erteilung der 1. Teilerrichtungsgenehmigung bestehen.

Im Laufe des Genehmigungsverfahrens fanden weitere Beratungen zum Konzept des KMK statt. Hervorzuheben sind die Beratungen nach dem Unfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island II (TMI) im Jahre 1979, der auch in der Bundesrepublik Deutschland zu einer umfassenden Überprüfung der an Kernkraftwerke gestellten Sicherheitsanforderungen führte. Im Dezember 1980 verabschiedete die RSK eine Empfehlung zur sicherheitstechnischen Ausführung des KMK, in der sie eine Reihe von Forderungen erhob. Sie stellte zusammenfassend fest, daß sie unter der Voraussetzung der Erfüllung dieser Forderungen keine Bedenken gegen die sicherheitstechnische Ausführung und die weitere Errichtung des KMK hat. Später befaßte sich die RSK mit der Durchführung ihrer Empfehlung und mit Fragen zur bevorstehenden Inbetriebnahme sowie dem Betrieb der Anlage. Im Rahmen von Anlagenbegehungen haben sich die RSK und einige ihrer Ausschüsse über den Baufortschritt und den Anlagenzustand informiert.

Weiterhin beriet der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK in seiner 66. Sitzung am 25./26. Oktober 1984 und in seiner 67. Sitzung am 15. November 1984 die Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich.

Die Beratungsergebnisse sind die folgenden:

1. Erfüllung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe, Oktober 1981, und der RSK-Empfehlung zum Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich vom 17. Dezember 1980

Der Errichtung des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich sind u. a. die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1. Ausgabe, April 1974, zugrunde gelegt worden. Ein im Rahmen der Beratungen zur Inbetriebnahme durchgeführter Vergleich des Sicherheitskonzepts des KMK mit den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe, Oktober 1981, zeigt, daß keine Abweichungen von den Sicherheitsanforderungen zu erkennen sind, über die nicht im einzelnen beraten und befunden wurde oder die zu Bedenken gegen die sicherheitstechnische Ausrüstung der Anlage Anlaß geben.

Der Gutachter bestätigte der RSK, daß im Rahmen der Inbetriebnahmebegutachtung die Kernkraftwerksanlage, wie sie in den aktuellen Unterlagen (Betriebshandbuch einschließlich zugehöriger Ausführungsunterlagen) beschrieben ist, daraufhin überprüft wurde, ob die Restpunkte aus der RSK-Empfehlung zum Sicherheitskonzept des KMK vom 17. 12. 1980 bei der Auslegung und Konstruktion bzw. in den Unterlagen zum Betrieb der Anlage entsprechende Berücksichtigung fanden.

BAnz. Nr. 56 vom 21.3.1985

Unter Restpunkten werden hier verstanden

- Druckhalter-Sprünkegleichstellung
- Reduzierung der Ansprechhäufigkeit des Druckhalterabblaseventils
- Anregung des Druckhalter-Absperrventils
- Funktionsprüfsystem der Leckageüberwachung zwischen dem Hochdruck- und Niederdrucksystem
- Reaktorschnellabschaltung bei Transienten mit Öffnen des Abblaseventils
- Durchmischungssystem und Wasserstoff-Abbausystem
- Störfallfilteranlage
- Abluftfilterung der Probenahmeboxen und des Heißlabors
- Anzeige der Sättigungsbedingungen im Hauptkühlmittel
- Temperaturüberwachung im Reaktorkern
- Hochdruckeinspeisung aus dem Sicherheitsbehältersumpf.

Der Gutachter bestätigte der RSK, daß die Restpunkte aus der RSK-Empfehlung vom 17. 12. 1980 im Sinne dieser Empfehlung verwirklicht und positiv begutachtet wurden.

Auf weitere Punkte der Empfehlung wird im folgenden noch eingegangen.

2 Bauwerke**2.1 Bauwerksauslegung**

Der RSK wurde bestätigt, daß bei der Auslegung der Bauwerke die Anforderungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren sowie die Richtlinien des Instituts für Bautechnik für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen erfüllt wurden. Der Ablauf und Stand des bauaufsichtlichen Verfahrens wurde der RSK dargelegt. Sie hat aufgrund der ihr vorliegenden Unterlagen keine Bedenken gegen die Auslegung und Ausführung der Bauwerke und die Verankerung der Komponenten. Sie sieht die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch Beanspruchung aus Störfällen und eine den Anforderungen entsprechende Auslegung gegen Erdbeben als getroffen an. Die Anforderungen zur Risikominderung aus Flugzeugabsturz und Druckwellen aus externen chemischen Explosionen wurden erfüllt.

2.2 Brandschutzmaßnahmen

Die RSK hat sich über die getroffenen Brandschutzmaßnahmen informiert. Sie hat sich dabei ausführlich über die Situation innerhalb des Sicherheitsbehälters unterrichten lassen. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß umfangreiche Branderkennungseinrichtungen vorhanden sind und als zusätzliche Informationsmöglichkeit für das Personal örtlich auch Fernsehkameras installiert werden. Die vorgesehenen fest installierten und beweglichen Brandbekämpfungseinrichtungen entsprechen dem Stand der Technik. Insgesamt erfüllen die Brandschutzmaßnahmen nach Ansicht der RSK die zu stellenden Anforderungen.

2.3 Flucht- und Rettungswege

Die RSK wurde über die im Kernkraftwerk vorhandenen Flucht- und Rettungswege, ihre Kennzeichnung und lüftungstechnische Ausrüstung informiert. Sie ist der Ansicht, daß die Rettungswege den zu stellenden Anforderungen genügen. Im Sicherheitsbehälter sind die Treppenträume mit Brandschutzklappen versehen und bieten dem Personal auf dem Weg zur Personenschleuse einen begrenzten Schutz. Die RSK empfiehlt zu prüfen, ob es möglich ist, während der Revisionsphasen die Personenschleusen des Sicherheitsbehälters geöffnet zu halten. Andernfalls sollte nach Ansicht der RSK die Personenzahl im Sicherheitsbehälter unter dem Gesichtspunkt der Fluchtmöglichkeit im Brandfall begrenzt werden.

3 Großkomponenten

3.1 Druckführende Umschließung

3.1.1 Reaktordruckbehälter

Der innen austenitisch schweißplattierte Reaktordruckbehälter des KMK ist nach erfolgreicher Durchführung von bauteilähnlichen Verfahrens- und Arbeitsprüfungen bei Babcock & Wilcox, USA, hergestellt worden. Dort wurden auch die Berechnungen zur Spannungs- und Ermüdungsanalyse durchgeführt. Die Halbwerte der druckführenden Wand des Reaktordruckbehälters bestehen aus dem optimierten Stahl 22 NiMoCr 37 und wurden von Japan Steel Works hergestellt. Für das Ende der Auslegungsliebensdauer (32 Vallarjahre bzw. 40 Betriebsjahre) wird an der Innenseite der Behälterwand im kernnahen Bereich die von energiereichen Neutronen von 1 MeV und darüber herührende Florenz von $2,28 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ berechnet. Der Einfluß dieser Neutronenbestrahlung auf die Festigkeits- und Zähigkeitseigenschaften des Werkstoffs wird durch ein umfangreiches Strahlenüberwachungsprogramm in regelmäßigen Abständen überprüft. Aufgrund der Begrenzung des Gehalts an Legierungs-, Beleg- und Spurenelementen im Grundwerkstoff und im Schweißgut wird mit einer maximalen Verschiebung der NDT-Temperatur von etwa 30 K im kernnahen Bereich am Ende der Auslegungsliebensdauer des Reaktordruckbehälters gerechnet. Es wurde nachgewiesen, daß im Betrieb und auch bei Störfällen ein ausreichender Abstand zur Sprödbrechlinie gegeben ist.

Die Spannungsanalyse des Reaktordruckbehälters hat eine gute Übereinstimmung zwischen den bei der Wasserdruckprüfung auf der Grundlast von Dehnungsmessungen ermittelten und den errechneten Spannungen ergeben. Die Integrität der Instrumentierungsstutzen am Reaktordruckbehälterboden ist auch für die der Auslegung zugrunde gelegten Störfälle nachgewiesen worden. In diesen Instrumentierungsstutzen möglicherweise auftretende Schwingungen aus den anschließenden Instrumentierungsrohren sind durch konstruktive Maßnahmen begrenzt. Da der gleichzeitige Abriß mehrerer Instrumentierungsrohre aufgrund der getroffenen Maßnahmen ausgeschlossen werden kann, ist ein der Auslegung der Nötkühlung zugrunde gelegter Leckquerschnitt von 20 cm^2 im Boden des Reaktordruckbehälters hinreichend konservativ. Besondere Untersuchungen zur Prüfbarkeit des Reaktordruckbehälters, insbesondere im Hinblick auf die in der Nähe einer Behälterrundnaht gelegenen Einschweißungen der durchgesteckten Hauptkühlmittelleitungen, die Reparaturbereiche in die mittels Engspaltschweißung hergestellten Behälterrundnähten und den mit Kerninstrumentierungsstutzen versehenen Reaktordruckbehälterböden haben gezeigt, daß mit den für die wiederkehrenden Prüfung vorgesehenen Ultraschall-Prüftechniken die Prüfbarkeit des Reaktordruckbehälters gewährleistet ist.

Die Ultraschall-Basismessung zur wiederkehrenden Prüfung des Reaktordruckbehälters wurde in dem in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren festgelegten Umfang durchgeführt. Darüber hinaus wurden im Zuge der Basismessung die beiden kernnahen Reaktordruckbehältergeschüsse auch außerhalb des Schweißbohrbereiches überprüft. Es traten keine Anzeigen von sicherheitstechnischer Bedeutung auf. Alle Anzeigen wurden dokumentiert. Anzeigen, welche die in der KTA-Regel 3201.4 festgelegte Registergrenze überschritten, sind in Listen zusammengestellt. Die Bewertungsgrenze (6 dB über Register-schwelle oder Registerlänge über 30 mm) wurde bei keiner dieser Anzeigen überschritten.

Die Ergebnisse der Basisprüfung haben gezeigt, daß die Prüfrichtung und die Vorgehensweise zur Durchführung der wiederkehrenden Prüfungen geeignet sind und die in den RSK-Leitlinien und in der KTA-Regel 3201.4 gestellten Anforderungen erfüllen. Weiterhin hat die Basismessung den bei der Fertigungsprüfung bereits festgelegten guten Qualitätsstand des Reaktordruckbehälters bestätigt.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme des Reaktordruckbehälters.

3.1.2 Druckhalter

Der Druckhalter besteht aus dem optimierten Stahl 22 NiMoCr 37 und ist in zylindrischen Mantel aus drei Schmiederingen und an den Boden aus zwei zu Halbkugeln gekrümmten Schmiedeleplatten hergestellt. Alle Innenflächen sind mittels Auftragschweißung austenitisch plattiert.

Im oberen Boden befinden sich die Stützen für den Anschluß der Sicherheitsventile und des Abblaseventils, ein Sprühstutzen, ein Stutzen für Entlüftung und Probenentnahme, ein Mannlochstützen, Stützen zum Anschluß von Druckmüllungen und die beiden Stützen der ATWS-Sicherheitsventile.

Im zylindrischen Mantel sind außer den Temperaturmeßstutzen zwei Heizbündelstützen im unteren Bereich in Höhe und Umfangsrichtung versetzt zueinander angeordnet.

Im unteren Boden liegen außer dem Ausgleichsstutzen weitere Druckmeßstutzen sowie ein Probenentnahmestutzen.

Der Druckhalter kann bei wiederkehrenden Prüfungen mit zerstörungsfreien Verfahren in ausreichendem Maße untersucht werden. Er erfüllt die von der RSK gestellten Anforderungen.

3.1.3 Dampferzeuger

Die beiden Dampferzeuger sind in den USA gefertigte senkrecht stehende Geradrohr-Warmetauscher. Sie bestehen aus den zylindrischen Mänteln, den beiden jeweils an den Mänteln angeschweißten Rohrböden, der oberen Eintrittskammer mit dem Eintrittsstutzen für das Primärkühlmittel und der unteren Austrittskammer mit den beiden Primärkühlmittelaustrittsstutzen. Es wurde der optimierte Stahl 22 NiMoCr 37 verwendet. Die Dampferzeugerbestände bestehen aus dem Werkstoff Inconel 600. Die Dampferzeuger können bei wiederkehrenden Prüfungen mit zerstörungsfreien Verfahren in ausreichendem Maße untersucht werden.

Die Dampferzeuger erfüllen die von der RSK gestellten Anforderungen.

3.1.4 Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen

Die Gehäuse der vier Hauptkühlmittelpumpen sind aus dem optimierten Stahl 22 NiMoCr 37 geschmiedet. Die Gehäuse einschließlich der Druckstutzenverschweißnaht sind in ausreichendem Umfang bei wiederkehrenden Prüfungen mit zerstörungsfreien Verfahren prüfbar.

Die Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen erfüllen als Teile der druckführenden Umschließung die von der RSK gestellten Anforderungen.

3.1.5 Hauptkühlmittelleitungen

Die Hauptkühlmittelleitungen bestehen aus dickwandigen nahtlos gezogenen innen austenitisch plattierten Rohren aus dem Stahl 20 MnMoNi 55. Die Rohrbögen sind aus zwei Halbkugeln geschweißte. Da wegen der nachgewiesenen Ausgangsqualität, der Begrenzung der Spannungen und der vorgesehenen Überwachungs- und Prüfmaßnahmen Brüche der Hauptkühlmittelleitung ausgeschlossen werden können, hat die RSK eine Verringerung der vorgesehenen Zahl der Ausschlagsicherungen empfohlen. Dem daraufhin modifizierten Ausschlagsicherungskonzept stimmte die RSK zu.

Die Hauptkühlmittelleitungen können bei wiederkehrenden Prüfungen mit zerstörungsfreien Verfahren in ausreichendem Maße untersucht werden. Sie erfüllen die von der RSK gestellten Anforderungen.

3.1.6 Armaturengehäuse

Die Gehäuse der Armaturen in der druckführenden Umschließung sind als Schmiede- und auch als Stahlgroßstücke ausgeführt. Bei einer zur Kontrolle der Qualitätssicherung erneut durchgeführten zerstörungsfreien Prüfung der Armaturengehäuse (Stahlgroßgehäuse mittels Durchstrahlung, geschmiedete Gehäuse mittels Ultraschall) traten keine sicherheitstechnisch bedeutsamen Anzeigen auf. Die RSK stellt fest, daß die erforderliche Qualität der Armaturen gegeben ist.

3.1.7 Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen

Die wiederkehrenden Prüfungen des Reaktordruckbehälters sind unter 3.1.1 behandelt. Auch bei den übrigen Komponenten der druckführenden Umschließung hat die RSK keine Einwände gegen das vorgesehene Konzept und den Umfang der bei den wiederkehrenden Prüfungen anzuwendenden zerstörungsfreien Verfahren.

3.2 Qualität der Äußeren Systeme

3.2.1 Großbehälter der Äußeren Systeme

Die RSK stellt fest, daß die erforderliche Qualität der Großbehälter der Äußeren Systeme, wie Speisewasserbehälter, Kernflüssbehälter, Abblasebehälter, Wasserabscheider und Hochdruckvorwärmer gegeben ist.

3.2.2 Frischdampf- und Speisewassersystem im Reaktor- und Zwischengebäude

Die Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Reaktor- und Zwischengebäude bestehen aus dem Stahl 15 NiCuMoNb5. Die Frischdampfleitungen sind aus langsamgeschweißten Rohren und die Speisewasserleitungen aus nahtlosen Rohren hergestellt. Die Werkstoffwahl, die Auslegung, die Ausführung und die durchgeführten Prüfungen stellen die erforderliche Qualität sicher.

Die Frischdampfabsperarmaturen sind als Plattenschieber ausgeführt. Zur Erhöhung der Steilkraft und zur Einhaltung der spezifischen Schließzeiten werden die äußeren Absperarmaturen mit einem zusätzlichen hydraulischen Antrieb versehen.

Die RSK erhebt gegen diese Lösung und gegen die Qualität der Frischdampf- und Speisewasserleitungen keine Einwände.

3.2.3 Qualität des Sicherheitsbehälters

Der Sicherheitsbehälter ist aus dem Stahl WS1E 47 hergestellt. Die RSK hat sich während der Errichtung eingehend über die Werkstoff- und Schweißfragen und die Qualität des Sicherheitsbehälters unterrichtet. Sie stellt fest, daß die erforderliche Qualität des Sicherheitsbehälters gegeben ist.

3.2.4 Qualitätsfälle bei der Herstellung der Druckführenden Umachließung, der Äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters

Die RSK stellt fest, daß die während der Fertigung und der Montage aufgetretenen Qualitätsfälle im Rahmen der normalen Fertigung lagen und aufgrund der jeweils getroffenen Maßnahmen keinen Anlaß zu Bedenken gegen die Inbetriebnahme geben. Sie hat sich davon überzeugt, daß die Maßnahmen der Qualitätssicherung auch Materialverwechslungsprüfungen, insbesondere bei den austenitischen Schweißzusatzwerkstoffen, enthalten.

Die längere Zeit auf der Baustelle gelagerten sicherheitstechnisch relevanten Schwermkomponenten wurden einer eingehenden Prüfung auf Korrosion unterzogen. Die Prüfungen bestätigten den einwandfreien Zustand der Komponenten.

4 Systemtechnik, Elektrische Einrichtungen

4.1 Maßnahmen bei kleinen Lecks im Primärsystem

Die RSK hat sich in ihrer Empfehlung vom 17. 12. 1980 eingehend mit den physikalischen Phänomenen bei Störfällen mit kleinen Lecks und mit Maßnahmen zu deren Beherrschung befaßt. Sie hatte die Meinung geäußert, daß mit den im einzelnen diskutierten Maßnahmen Störfälle mit kleinen Lecks sich beherrscht werden. Folgende Punkte wurden vor der Inbetriebnahme noch abschließend behandelt:

4.1.1 Experimentelle Absicherung von Analyseergebnissen

Die RSK hat in ihrer Empfehlung im Jahr 1980 gefordert, daß die Wirksamkeit der Maßnahmen zur Beherrschung kleiner Lecks im Reaktorkühkreislauf durch Ergebnisse von Experimenten erhärtet wird, die der Anlagenlieferer bis zur Inbetriebnahme vorlegen sollte.

Entsprechende Experimente wurden an der Geradrohrdampfzeuger-Versuchsanlage (GERDA) durchgeführt, die zu diesem Zweck von BBR und B&W gemeinsam am Alliance Research Center (ARC) in den USA errichtet worden war. Vertreter der RSK hatten sich im Oktober 1982 vor Ort über den Aufbau des Versuchsstandes informiert und über die Eignung des Versuchsprogramms diskutiert. Der in den RSK-Beratungen 1980 angesprochene Fragenkomplex im Zusammenhang mit dem Ablauf kleiner Primärkreislecks wurde an der Versuchsanlage in insgesamt 117 Einzeltests untersucht. Die Versuche wurden im April 1983 erfolgreich abgeschlossen.

Der Gutachter hat die Ergebnisse und Nachrechnungen der Versuche überprüft. Die Überprüfung ergab keine Aspekte, die die Aussagen des Herstellers und die Richtigkeit der vorgesehenen Maßnahmen (z. B. Operateur Eingriffe) in Frage stellen. Die Erkenntnisse sind auf die Verhältnisse in der Anlage Mühlheim-Kärlich übertragbar. Die RSK hat über die Ergebnisse der GERDA-Versuche eingehend beraten. Sie erhebt keine weiteren Forderungen.

4.1.2 Füllstandmessung im Reaktorkühkreislauf

Aufgrund der Erkenntnisse aus dem TMI-Unfall schlug der Anlagenlieferer zusätzlich zur Füllstandmessung des Druckbehälters eine Druckdifferenzmessung über die gesamte Höhe der heißen Hauptkühlmittelleitungen vor. Mit dieser Messung soll eine ausreichende Bedeckung des Reaktorkerns und die Bildung einer Gasblase im Reaktorkühkreislauf überwacht werden können. Die RSK beriet über die Meßeinrichtung und hielt es für erforderlich (Empfehlung vom 17. 12. 1980), daß die Meßgenauigkeit der Druckdifferenzmessung für die Bedingungen bei kleinen Lecks erhöht wird.

Daraufhin wurde zusätzlich zur bereits diskutierten Füllstandmessung über die gesamten heißen Hauptkühlmittelleitungen eine Messung im Bereich der oberen Bogen der heißen Leitungen vorgesehen, mit der die Bildung einer Dampfblase oder einer Blase aus nichtkondensierbaren Gasen in diesem Bereich genauer erfaßt werden kann. Der Gutachter erklärte, daß die vorgesehene Instrumentierung für die Messungen des Füllstandes im Hauptkühlmittelsystem zur Überwachung des Anlagenzustandes und als Anzeige zur Einleitung entsprechender Maßnahmen (vgl. 4.1.3) geeignet ist.

Die RSK bestätigt, daß ihre Forderung nach einer genaueren Messung damit erfüllt ist.

4.1.3 Kriterien für die Handmaßnahmen zur Entlüftung des Primärsystems bei kleinen Lecks

Die Entlüftung der heißen Hauptkühlmittelleitungen dient der Beschleunigung des Wiederauffüllens des Hauptkühlkreises bei Störfällen mit kleinem Leck am Reaktorkühkreislauf und zum schnelleren Erreichen des einphasigen Naturumlaufs. Die Maßnahme ist zur Störfallbeherrschung nicht erforderlich.

Die vorgesehenen Grenzwerte für die Meldung „Füllstand heiße Leitung kleiner Grenzwert“, bei der der Operateur die Entlüftung betätigen soll, liegen knapp unter der Unterkante des oberen Rohrbogens (19,85 m). Die Entlüftungsarmaturen werden mit dem Signal „KUVEST nicht ausgelöst und Hauptkühlmitteldruck größer 35 bar“ verriegelt. Die Entlüftungsleitungen sollen solange offen gehalten werden, wie der Abkühlvorgang der Reaktoranlage dauert.

Der Gutachter erklärte, daß die vorgesehene Ausführung der Entlüftungseinrichtungen geeignet ist, den bei kleinen Lecks in der heißen Leitung sich eventuell ansammelnden Dampf bzw. nicht kondensierbare Gase in den Abblasebehälter abzuleiten.

Die angegebenen Kriterien und Anweisungen sind nach Meinung des Gutachters geeignet, dem Operateur bei kleinen Lecks ausreichende Entscheidungshilfe für die Maßnahme zur Entlüftung des Primärkreises zu geben.

Die RSK überzeugte sich davon, daß man bei Handmaßnahmen, die unterbleiben oder zu früh ergriffen werden, in keine nicht tolerierbaren Anlagenzustände läuft. Sie stimmt den Kriterien für die Entlüftung zu.

Die RSK hält zusätzliche thermohydraulische Rechnungen mit realistischen Parametern zu kleinen Lecks mit charakteristischer Lecklage und Leckgröße für zweckmäßig, um dem Betriebspersonal realistische Angaben über bestimmte Ereignisabläufe bzw. Trends (zur Verfügung stehende Zeit, Möglichkeiten zu Handeingriffen) an die Hand zu geben. Sie regt die Durchführung solcher Rechnungen an.

4.1.4 Absperrung der Druckspeicher bei kleinen Lecks

Eine automatische Druckspeicherabsperrung zur Verhinderung des Treibgaseintrages ist nicht vorgesehen. Da Drücke, bei denen ein Gaseintrag stattfinden kann, in der relevanten Störfallphase nicht erreicht werden, Gemäß Anweisung im Betriebshandbuch werden bei einem kleinen Leck im Reaktorkühlsystem die Kernflutbehälter (Druckspeicher) vor dem Abschalten der Hochdruck-Einspeisepumpen abgesperrt. Die Absperrung würde im Falle eines erneuten Ansprechens des Reaktorschutzes nicht automatisch wieder aufgehoben.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß keine Situationen entstehen können, in denen die automatische Aufhebung der Druckspeicher-Absperrung wünschenswert wäre. Die RSK erhebt keine Forderungen.

4.1.5 Leck im Dampfraum des Druckhalters

Der Gutachter weist im Sicherheitsgutachten zur Inbetriebsetzung darauf hin, daß bei Auftreten kleiner Lecks am Dampfdruckraum des Druckhalters – Notstromfall unterstellt – Leckgrößen denkbar sind, bei denen möglicherweise zunächst keine Kriterien zur Anregung des Notkühlsystems erreicht werden. Die Gutachter halten es für erforderlich, daß auch für solche Fälle über Handeingriffe Maßnahmen zur sekundärseitigen Druckabsenkung und zum Anheben des Dampferzeugerwasserstandes im Betriebsanhandbuch vorgeschrieben werden.

Die RSK schließt sich dieser Anforderung an.

4.1.6 Wiederinbetriebnahme der Hauptkühlmittelpumpe nach Abschalten

Nach Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen ist ein kurzzeitiges Wiederinbetriebnehmen als back up-Maßnahme zum Anstoßen des Naturumlaufs möglich, ohne in den Reaktorschutz eingreifen zu müssen. Zur Beherrschung kleiner Lecks ist dies nicht erforderlich. Im Betriebsanhandbuch ist unabhängig davon dargestellt, unter welchen Bedingungen die Pumpen wieder in Betrieb genommen werden können.

Die RSK begrüßt, daß eine kurzzeitige Wiederinbetriebnahme der Hauptkühlmittelpumpen möglich ist.

4.2 Funktionsnachweis der Druckhalter-Sicherheitsventile bei Abblasen von heißem Druckwasser

Im Zusammenhang mit der Behandlung des Ausfalls des Schnellabschaltsystems bei Betriebs transienten (ATWS) hat die RSK in ihrer Empfehlung vom 17. 12. 1980 darauf hingewiesen, daß sie davon ausgeht, daß die Druckhalter-Sicherheitsventile auch bei Abblasen von heißem Druckwasser zuverlässig funktionieren.

Der Anlagenlieferer führte folgenden Funktionsnachweis:

Im Rahmen des BMFT-Forschungsprogramms „Reaktorsicherheit“ sind Versuche durchgeführt worden, bei denen das Ansteuern von Sicherheitsventilen unter anderem auch beim Ansteuern von heißem Druckwasser getestet wurde. Für diese Versuche wurde eine Sicherheitsventileinheit, bestehend aus einem Vorsteuerventil und einem Hauptventil, herangezogen. Die Versuche haben gezeigt, daß das Vorsteuerventil in der Lage ist, auch beim Ansteuern von heißem Druckwasser dem Hauptventil Steuerbefehle zum Öffnen und Schließen zu geben. Aufgrund der Erkenntnisse aus den Versuchen wurden Optimierungen an den Ventilen vorgenommen, deren Wirksamkeit in weiteren Versuchen bestätigt wurde.

Im KMK werden Vorsteuerventile desselben Herstellers, der gleichen Bauart und Größe wie bei den Versuchsreihen eingesetzt. Auch der vorgesehene Anschluß der Steuerleitung an den Steuerarm des Hauptventils entspricht der Versuchsanordnung.

Beim KMK sind gegenüber der Versuchsanordnung einige Unterschiede zu berücksichtigen, wie z. B. magnetische Zusatzbelastung für die Vorsteuerventile, andere Leitungsgeometrie, Abblaskapazität der Hauptventile.

Die Übertragung der Versuchsergebnisse und der Funktionsnachweis der Vorsteuerventil-Hauptventil-Einheit wurden vom Hersteller mit Hilfe eines Rechenprogramms durchgeführt, das in der angewendeten Version an den BMFT-Versuchen verifiziert wurde.

Der Gutachter bestätigte, daß die Erkenntnisse der durchgeführten Ventilversuche auf das KMK übertragbar sind.

Die RSK sieht den Nachweis der Funktion der Druckhalter-Sicherheitsventile bei Abblasen von heißem Druckwasser als erbracht an. Sie erhebt keine weiteren Forderungen.

4.3 Fahrweise bei Dampferzeugerheizrohr-Lecks

Die Fahrweise des KMK nach Auftreten von Dampferzeuger-Heizrohr-Lecks (ZF) ist darauf ausgerichtet, den Störfall auch ohne automatische Maßnahmen zu beherrschen. Ziele dieses Vorgehens sind die Vermeidung einer Vollastschnellabschaltung und das Vermeiden des Erreichens der Notkühlkriterien.

Die Störfallbeherrschung mit Handmaßnahmen ist möglich, da beim KMK die Anfangsleckrate, bedingt durch die Heizrohrgeometrie und die Druckverhältnisse im Leistungsbetrieb, im Vergleich zu anderen Druckwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland erheblich kleiner ist.

Damit erweisen sich längere Zeiten bis zum Erreichen von Reaktorschutzgrenzwerten und eine geringere Gesamtleckage bis zum Wirksamwerden von Handmaßnahmen.

Die RSK hat sich mit den Maßnahmen zur

- Abschaltung der Anlage nach Detektion des Dampferzeugerheizrohr-Lecks,
- Sicherstellung der Leckageergänzung,
- Identifizierung des defekten Dampferzeugers,
- Abfahren der Anlage in den kalten und drucklosen Zustand und
- Sicherstellung der langfristigen Nachwarmeabfuhr befaßt.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß

- die Möglichkeiten der Detektion eines Dampferzeugerheizrohr-Lecks ausreichend sind,
- die Anlage mit Handmaßnahmen sicher in den kalten drucklosen Zustand überführt und die Nachwarme langfristig sicher abgeführt werden kann,
- bei Ausbleiben von Handeingriffen innerhalb von 30 Min. die Anlage automatisch in einen sicheren Zustand gebracht wird.

Die RSK hält es dabei für erforderlich, daß dem Operateur die Anweisung gegeben wird, bei der Kühlmitteldruckabsenkung grundsätzlich einen ausreichenden Abstand von der Sättigungskurve zu halten. Der Abstand zwischen dem Druckwert, bei dem eine Gefahrenmeldung ausgelöst wird und dem zur Sättigungstemperatur im oberen Bogen der heißen Leitung gehörenden Sättigungsdruck sollte unter Einbeziehung der Meßunsicherheiten im oberen Druckbereich 15 bar betragen. Weitere Einzelheiten sind mit dem Gutachter abzustimmen. Die RSK hält es weiterhin für erforderlich, daß die Anlage, um eine möglichst schnelle Druckabsenkung im Primärsystem zu erreichen, beim Abkühlen über die Notspisewassersysteme in jedem Fall (auch bei Naturumlauf) mit 28 K/h weiter abgekühlt wird.

Im Rahmen des Berichts über die Erfahrungen bei der Inbetriebsetzung bittet die RSK, auch auf die oben angesprochenen Verhältnisse besonders einzugehen.

4.4 Elektrische Einrichtungen

4.4.1 Reaktorschnellabschaltsystem

Die Untersuchungen des Gutachters haben ergeben, daß eine ausreichende Zuverlässigkeit der automatischen Reaktorschnellabschaltung gegeben ist. Zusätzlich besteht die von der automatischen Abschaltung und der normalen Handauslösung unabhängige Möglichkeit der Handauslösung einer Reaktorschnellabschaltung vom Nebenleitstand. Bei der Überprüfung des Reaktorschnellabschaltsystems wurden die relevanten Betriebserfahrungen und die Untersuchungsergebnisse über den Ausfall der automatischen Schnellabschaltung im Februar 1983 im Kernkraftwerk Salem (USA) berücksichtigt.

Die RSK erhebt keine weiteren Forderungen.

4.4.2 Sicherheitssystem-Leittechnik

Die RSK hat in ihrer Empfehlung vom 17. 12. 1980 der Auslegung der Sicherheitssystem-Leittechnik grundsätzlich zugestimmt. Die damals noch ausstehenden Prüfungen wurden inzwischen mit einem befriedigenden Ergebnis abgeschlossen.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Sicherheitssystem-Leittechnik.

4.4.3 Auswirkungen von Ausfällen im Integrierten Blockregelsystem

Der Nachweis der Funktionsfähigkeit des Integrierten Blockregelsystems (IBS) erfolgt durch

- Werksprüfungen,
- vorbetriebliche Prüfungen,
- Prüfungen während des Warmprobetriebs und während des nuklearen Leistungsbetriebs.

Die RSK hatte diesem Vorgehen zugestimmt und Randbedingungen für die Überprüfung der Einzelnachweise genannt.

Der Gutachter hat die Dokumentation und Auswertung der Werksprüfungen überprüft. Er ist der Ansicht, daß die in den Werksprüfungen durchgeführten Untersuchungen im Hinblick auf die Aufdeckung möglicher Fehlfunktionen des IBS vollständig sind. Der Gutachter hält damit den Nachweis für erbracht, daß das IBS die funktionellen Anforderungen erfüllt.

Der Gutachter hat weiterhin Verläufe von Betriebs transienten mit einem zusätzlich postulierten Ausfall im IBS (Ausfall eines Meßsignals, Ausfall einer Komponente des IBS oder Ausfall in der Spannungsversorgung im IBS) untersucht und festgestellt, daß entweder die Transiente vom IBS selbst ohne Ansprechen des Sicherheitssystems beherrscht wird, oder daß das Sicherheitssystem die Anlage in einen sicheren Zustand überführt. Damit ergeben sich aus seiner Sicht keine Einwände gegen die Auslegung und Ausführung des integrierten Blockregelsystems. Die RSK hat keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb des IBS.

4.4.4 Notstromversorgung

- Notstromerzeugungsanlagen mit Diesellagregaten

Im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche wird die Versorgungssicherheit der Notstromverbraucher bei allen in Betracht zu ziehenden Störfällen durch Versuche nachgewiesen.

- Gleichstromanlage

Die Versorgungssicherheit der Gleichstromverbraucher wird im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche nachgewiesen.

Die RSK hält es für erforderlich, daß die Batterien mit der zugrunde gelegten Mindestkapazität die notwendige Gleichstromversorgung für mindestens 30 Minuten allein sicherstellen können - auch wenn jeweils eine der redundanten Batterien nicht verfügbar ist. Während der Batterieentladezeit muß zwischen der notwendigen Mindestspannung und der tatsächlich auftretenden Spannung an den zu versorgenden Verbrauchern ein ausreichender Sicherheitsabstand vorhanden sein.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb der Notstromerzeugungsanlagen mit Diesellagregaten und der Gleichstromanlage.

4.4.5 Störfallinstrumentierung

Die Störfallinstrumentierung wurde im Verlauf der Anlageneinstellung an die geltenden Anforderungen durch Einführung der Weitbereichsanzeigen angepaßt. Gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb der Störfallinstrumentierung hat die RSK keine Bedenken.

4.4.6 Störfallfestigkeit der elektrischen Einrichtungen bei Kühlmittelverluststößen

Die Störfallfestigkeit der elektrischen Einrichtungen wurde durch komponentenspezifische Typprüfungen und durch baubegleitende Kontrollen der Montagearbeiten nachgewiesen.

Die RSK stimmt den getroffenen Maßnahmen zu.

4.4.7 Blitzschutz

Der Blitzschutz entspricht dem Stand der Technik bei modernen Kernkraftwerken. Die getroffenen Maßnahmen werden vom Sachverständigen im Rahmen der Inbetriebsetzung durch einen Blitzstromsimulationsversuch überprüft.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Auslegung des Blitzschutzes.

5 Reaktorbetrieb

5.1 Sicherheitstechnisch relevante Aspekte zur Inbetriebnahme und zum Betrieb

Im Rahmen der Beratungen zur Inbetriebnahme und zum Betrieb des KMK hat sich die RSK mit dem Status der Anlage, dem Inbetriebnahmeprogramm, der Betriebsorganisation und den Betriebsanordnungen, der Fachkunde des verantwortlichen Personals, dem Betriebshandbuch sowie mit Art, Umfang und ersten Ergebnissen der Vorbetriebsprüfungen befaßt.

Das für die nukleare Inbetriebsetzung vorgesehene Versuchsprogramm sowie das Verfahren der begleitenden Kontrolle und der Qualitätssicherung sind nach Ansicht der RSK geeignet, das auslegungsgemäße Verhalten der Anlage nachzuweisen und zu gewährleisten. Die RSK hat sich vergewissert, da ein Erfahrungsaustausch über sicherheitstechnisch relevante Betriebsvorgänge mit anderen Anlagen (insbesondere mit vergleichbaren amerikanischen DWR) vorgesehen und sichergestellt ist. In diesem Zusammenhang begrüßt sie, daß erfahrene BAW-Personal beratend bei der Inbetriebnahme der Anlage KMK zur Verfügung steht und die Absicht besteht, begleitend zur Inbetriebsetzung und zum Betrieb ein Gremium zur Erörterung sicherheitstechnisch wesentlicher Fragestellungen (Sicherheitsbeirat) einzuberufen. Über die Zusammensetzung und Benennung des Gremiums wird noch entschieden.

Die RSK wurde vom Gutachter über Gutachtensbedingungen informiert. Sie ist in Übereinstimmung mit dem Gutachter der Ansicht, daß diese Bedingungen bis zur Aufnahme des Leistungsbetriebes erfüllt werden können.

Die RSK hat sich auch mit der Gestaltung der Warte befaßt. Sie hat keine Bedenken gegen das Wartekonzept. Von der RSK wurden in bezug auf die allgemeine Strukturierung sowie die Darstellung wesentlicher Parameter des Primärkreislaufs Verbesserungen angeregt.

Die RSK befaßte sich weiterhin mit technischen und organisatorischen Maßnahmen, die vom Antragsteller getroffen werden, um Aktivitätsabgaben zu vermindern und die Strahlenexposition des Betriebspersonals bei routinemäßigen Instandhaltungsarbeiten so gering wie möglich zu halten. Die RSK geht davon aus, daß die Erfahrungen in bezug auf eine geeignete Materialwahl und Verfahrenstechnik in anderen Anlagen zur Reduzierung der Primärkühlmittel-Aktivität auch bei der Auslegung und Fahrweise der Anlage KMK berücksichtigt wurden bzw. werden, so daß eine entsprechend geringe Strahlenexposition wie bei anderen in Betrieb befindlichen Anlagen zu erwarten ist.

Die RSK hält es für zweckmäßig, zur Beendigung der Leistungsprüfungen bei der Laststufe 100% über die bis dahin vorliegenden Erfahrungen informiert zu werden. Sie bittet weiterhin um eine jährliche Information über sicherheitstechnisch relevante Betriebserfahrungen.

5.2 Zustandsorientierte Vorgehensweise bei Störungen und Störfällen, Kapitel III des Betriebshandbuchs, ATOG (Abnormal Transient Operating Guidelines)

Ausgehend von den Erfahrungen aus dem Unfall im amerikanischen Kernkraftwerk TMI-2 wurde von dem amerikanischen Reaktorhersteller B&W und BHR unter dem Namen ATOG - Abnormal Transient Operating Guidelines - eine neue Art der Störfallanweisung und der Behandlung des Störfalles durch den Reaktorfahrer entwickelt.

Die Methode geht von vorliegenden gestörten Anlagenzuständen aus und leitet den Operateur bei der Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand. Der Reaktorfahrer kann die Überführung in den sicheren Zustand vornehmen, ohne zunächst die Störungsursache herausfinden zu müssen. Das zustandsorientierte Verfahren beruht darauf, daß Störungen letztlich zu einer begrenzten Zahl von gestörten Anlagenzuständen führen, die durch wenige wesentliche Anlagenparameter charakterisiert sind. Für die Maßnahmen zur Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand können Prioritäten angegeben werden, die sich aus den Schutzzeilen

- sichere Abschaltung des Reaktors
- ausreichende Kernkühlung, d. h. Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr, und
- möglichst geringe Aktivitätsfreisetzung

ergehen.

Es werden die folgenden fünf abdeckenden gestörten Anlagenzustände zugrundegelegt:

- Reaktorschnellabschaltung
- nicht ausreichende Unterkühlung des Hauptkühlmittels im Primärkreis
- nicht genügend Wärmeübertragung in den Dampferzeugern
- zu viel Wärmeübertragung in den Dampferzeugern
- Dampferzeuger-Heizrohrleckagen.

Bei der Behandlung dieser Anlagenzustände werden drei Phasen unterschieden:

Phase 1: Überwachung der wichtigsten automatischen Aktionen, die einer Reaktorschnellabschaltung unmittelbar folgen, und Überwachung des Anlagenzustandes im Hinblick auf

- Unterkühlung,
- Wärmeübertragung primär und sekundär,
- Druck und Temperatur in Anlagenräumen,
- Dampferzeuger-Heizrohrleckagen.

Phase 2: Überführen der Anlage in einen längerfristig sicheren Zustand.

Phase 3: Abfahren der Anlage in den kalten, drucklosen Langzeitzustand.

Das Konzept der automatischen Störfallbeherrschung für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland sieht vor, daß innerhalb der ersten 30 Min. nach Eintritt eines Störfalles keine Handeingriffe des Bedienungspersonals notwendig sind. Der Reaktorführer muß dabei während der Phasen 1 und 2 vorrangig den ordnungsgemäßen Ablauf von automatischen Funktionen überwachen und nur in Ausnahmefällen Aktionen einleiten, die u. a. Voraussetzungen für das Abfahren in Phase 3 schaffen.

Bei der Anlage Mülheim-Kärlich wird das bevorzugt zustandsorientierte Vorgehen bei der Störfallbeherrschung erstmalig in einem Kernkraftwerk in der Bundesrepublik Deutschland eingeführt.

Der Gutachter hat die zustandsorientierte Vorgehensweise bei der Behandlung von gestörten Anlagenzuständen anhand von ausgewählten Ereignisabläufen überprüft. Er erklärt, daß aufgrund der für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich vorgesehenen zustandsorientierten Abfragen im Betriebsanhandbuch die Maßnahmen durchgeführt werden, die zur Beherrschung der zu behandelnden Störungen und Störfälle oder Beseitigung eines gestörten Anlagenzustands notwendig sind. Dies wurde anhand der ausgewählten Ergebnisabläufe durch Zusammenstellung der logischen Verküpfungen aller Anweisungen und durch Prüfung der Anweisungen, die sich aufgrund der Abfragen ergeben, nachvollzogen.

Der Gutachter bestätigt, daß mit den Anweisungen im gesamten Betriebsanhandbuch alle Transienten, Störungen und Störfälle erfaßt werden, die aufgrund der bisherigen Praxis und Erfahrungen bei der sicherheitstechnischen Analyse, der Begutachtung und dem Betrieb der Auslegung eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor zuzurechnen sind. Systemtechnische Besonderheiten des KMK wurden berücksichtigt.

Die RSK hat sich mit den zustandsorientierten Anweisungen zur Beherrschung von Störungen und Störfällen eingehend befaßt. Sie hat sich anhand von Beispielen davon überzeugt, daß dem Operateur mit den Anweisungen in Teil III des Betriebsanhandbuchs ein sicherer Weg zur Störfallbeherrschung gewiesen wird. Mit den Anweisungen wird der Operateur auch bei der Suche nach gesicherten Symptomen für die Störungsursache geleitet. Die RSK legt großen Wert darauf, daß die Betriebsmannschaft sich auch bei einem zustandsorientierten Vorgehen möglichst schnell vergewissert, welche Ursache den gestörten Anlagenzustand ausgelöst hat. Sie hält es für erforderlich, daß bei der Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals diesem Punkt besondere Aufmerksamkeit geschenkt wird. Die RSK hilft, über Erfahrungen bei der Schulung des Personals und über die bei der Inbetriebnahme mit ATOG anfallenden Erfahrungen informiert zu werden.

5 Strahlenschutz

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK hat sich mit den Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb des KMK befaßt. Im einzelnen ergaben diese Beratungen folgendes:

6.1 Strahlenschutz des Personals

Anläßlich einer Vorstellung und Besichtigung der Anlage konnte sich der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK davon überzeugen, daß die getroffenen Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes die Forderungen der „Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor. Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge“ des Bundesministers des Innern erfüllen.

Die zu erwartende Kollektivdosis des Personals liegt in der gleichen Größenordnung wie bei vergleichbaren Anlagen.

Zur Beurteilung der geplanten betrieblichen Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes wurden dem Ausschuß u. a. die

- Strahlenschutzordnung sowie die
- Instandhaltungsordnung

vorgelegt.

Der Ausschuß stimmt den in diesen Ordnungen beschriebenen Einrichtungen und organisatorischen Regelungen zu.

Des weiteren hat sich der Ausschuß davon überzeugt, daß die vorgesehenen Maßnahmen zur Kreislauf-, Raumluft- und Ortsdosisleistungsüberwachung den zu stellenden Anforderungen entsprechen.

6.2 Strahlenexposition in der Kraftwerks Umgebung

6.2.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb

Bezüglich der Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem KMK wurden vom Gutachter die nachfolgenden Jahresgrenzwerte für eine Genehmigung empfohlen:

Ableitung mit Luft:

- Gasförmige radioaktive Stoffe: 9×10^{14} Bq (24.000 Ci)
- Radioaktive Aerosole mit Halbwertszeit von mehr als 8 Tagen: 4×10^{10} Bq (1 Ci)
- J-131 (über den Fortluftkamin): 8×10^8 Bq (0,2 Ci)
- J-131 (über das Maschinenhaus): 8×10^8 Bq (0,02 Ci)

Innerhalb des empfohlenen Grenzwertes für gasförmige radioaktive Stoffe sind

- C-14 mit $9,2 \times 10^{11}$ Bq (25 Ci)
- und Tritium mit $3,7 \times 10^{12}$ Bq (100 Ci)

enthalten.

Ableitung mit Wasser:

- Nuklidgemisch ohne Tritium 6×10^{10} Bq (1,6 Ci)
- Tritium 5×10^{13} Bq (1350 Ci)

Bei der Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung der Anlage ging der Gutachter von den o. g. empfohlenen Werten aus.

Der Gutachter hat bei seinen Rechnungen die „Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Bestimmung der Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder im Oberflächengewässer (Richtlinie zu § 45 StrlSchV)“ verwendet. Bei diesen Berechnungen wurde auch der Einfluß des Kühlturms auf die Ausbreitung der Fortluft durch Reduzierung der Emissionshöhe sowie für die Jod-Ableitungen durch eine Erhöhung der Wash-out-Faktoren berücksichtigt.

Dabei ergeben sich folgende Strahlenexpositionen:

- Durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft

Durch Ableitung der radioaktiven Stoffe über den Fortluftkamin ergibt sich am ungünstigsten Aufpunkt für Erwachsene eine Strahlenexposition entsprechend einer Ganzkörperdosis von weniger als $20 \mu\text{Sv}$ (2 mrem) pro Jahr.

- Durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser

Durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser ergibt sich für den Erwachsenen eine Strahlenexposition entsprechend einer Ganzkörperdosis von weniger als $35 \mu\text{Sv}$ (3,5 mrem) pro Jahr. Die aufgrund der Vorbelastung des Vorfluters am Standort resultierende potentielle Strahlenexposition beträgt weniger als $70 \mu\text{Sv}$ (7 mrem) pro Jahr.

- Strahlenexposition der Schilddrüse

Die Strahlenexposition der Schilddrüse über Ernährungsketten infolge Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser beträgt einschließlich Vorbelastung für Kleinkinder weniger als $450 \mu\text{Sv}$ (45 mrem) pro Jahr.

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK hat die vom Gutachter durchgeführten Berechnungen zur Strahlenexposition der Umgebung beraten und sich davon überzeugt, daß bei Ausschöpfung der genannten Werte die Dosisgrenzwerte des § 45 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

6.2.2 Störfälle

Der Ausschuß hat die vom Gutachter durchgeführten Berechnungen über die radiologischen Auswirkungen von Störfällen beraten. Sie wurden auf der Grundlage der „Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor gegen Störfälle gemäß § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung“ unter Berücksichtigung der konzeptionellen Besonderheiten der Anlage im Vergleich zu dem der genannten Leitlinien zugrundeliegenden Konzept durchgeführt. Die Ergebnisse der Störfallrechnungen unterschreiten für alle Expositionspfade einschließlich Ingestion deutlich die Werte des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung, die für die Planung neuer Anlagen gelten.

6.2.3 Emissions- und Immissionsüberwachung

Die Messung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und mit dem Abwasser erfolgt in Übereinstimmung mit den entsprechenden KTA-Regeln 1503.1 und 1504.

Bezüglich der Immissionsüberwachung wurde von seiten des Antragstellers das Beweissicherungsprogramm erläutert, das bereits seit 1977 durchgeführt wird. Es geht in seinem Umfang zum Teil wesentlich über die Forderungen der BMI-„Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“ hinaus. Das während des späteren Betriebs der Anlage geplante Umgebungsüberwachungsprogramm entspricht den Anforderungen der Richtlinie.

Zur Erfassung der Windgeschwindigkeit, der Windrichtung und des Turbulenzzustandes in dem für die Ausbreitung relevanten Höhenbereich ist die Errichtung eines Doppler-SODAR-Systems vorgesehen. Weitere meteorologische Parameter werden an einer zusätzlichen Meßstation ermittelt.

Der Ausschuß hat keine Einwände gegen die vorgesehene meteorologische Instrumentierung.

6.3 Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen und Störfällen

Bezüglich der im § 38 der Strahlenschutzverordnung geforderten Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Störfällen wurde dem Ausschuß die Alarmordnung vorgelegt. Den darin beschriebenen Einrichtungen, Hilfsmitteln und organisatorischen Maßnahmen stimmt der Ausschuß zu.

Es wird darauf hingewiesen, daß laut den „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ des BMI der Betreiber der Anlage zur Gewährleistung einer vollen Effektivität der Katastrophenschutzplanung u. a. verpflichtet ist, zur Katastrophenschutzleitung einen sachkundigen Verbindungsmann abzustellen.

7 Information der RSK über Ereignisse und Erfahrungen bei der Inbetriebnahme

Die RSK bittet, nach Beendigung der Leistungsprüfung bei der Laststufe 100% über die Ergebnisse der Leistungsprüfungen umfassend informiert zu werden.

201. Sitzung am 23.1.1985

In dieser Sitzung wurde keine Empfehlung verabschiedet.

202. Sitzung am 20.2.1985

BAnz. Nr. 175 vom 19.9.1985

1. Empfehlung der RSK zu Inbetriebnahme und Betrieb der Urananreicherungsanlage Gronau (UAG)

Die RSK hat auf ihrer 167. Sitzung am 1. Juli 1981 in ihrer Empfehlung zum Standort und Sicherheitskonzept der UAG festgestellt, daß hinsichtlich der Sicherheitstechnik und des Strahlenschutzes keine Bedenken gegen die Errichtung einer Urananreicherungsanlage am Standort Gronau bestehen.

Auf der Basis des von der TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West erarbeiteten „Sicherheitsgutachten über die 1. Ausbaustufe der Urananreicherungsanlage mit 1000 Tonnen Urantrennarbeiten pro Jahr in Gronau, Regierungsbezirk Münster“ haben der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK auf seiner 69. Sitzung (29./30.1.1985) und der RSK-Ausschuß BRENNSTOFFVERARBEITUNG UND -LAGERUNG auf seiner 13. Sitzung (8.2.1985) am Standort Gronau vorbereitend für die Empfehlung der RSK zu Inbetriebnahme und Betrieb der UAG getagt.

Als Ergebnis der Beratungen stellt die RSK fest, daß sich keine Tatsachen ergeben haben, die das positive Urteil zu Standort und Sicherheitskonzept in Frage stellen. Ebenso sind keine Einwände ersichtlich geworden, die gegen die Erteilung einer Betriebsgenehmigung sprechen, weder gegen das beantragte Vorgehen der Inbetriebsetzung noch gegen den anschließenden Produktionsbetrieb.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die vom Gutachter vorgeschlagenen Auflagen sicherheitstechnisch angemessen und erfüllbar sind. Sie beziehen sich zu ihrem überwiegenden Teil auf noch vor Erteilung der Genehmigung vorzulegende Unterlagen und Dokumentationen.

Die von der Antragstellerin in gewissem Umfang vorgesehene Verarbeitung von wiederaufgearbeitetem Uran (WAU) im Anreicherungsprozeß wird nach Meinung der RSK zu keiner Beeinträchtigung des Anlagenbetriebes führen, da durch Maßnahmen des betrieblichen Strahlenschutzes der erhöhten Strahlungsintensität der WAU Rechnung getragen werden kann. Auf die Verfahrenstechnik hat die Verwendung von WAU keinen Einfluß. Die Lagerung des so angereicherten bzw. abgereicherten Urans stellt ebenfalls kein strahlenschutztechnisches Problem dar, da sich hier die Strahlenexposition auf nur kurzzeitige Inspektionsgänge im Produkt- bzw. tails-Lager beschränkt.

Auf Veranlassung des BMI hat sich die RSK damit beschäftigt, inwieweit Genehmigungsverordnungen und Auflagen, die der Erteilung einer Genehmigung nach § 3 StrSchV oder § 6 AtG für die Lagerung von UF₆ gemäß BMI-Rundschreiben vom 15. 2. 1979 zugrunde zu liegen sind, auch für das tails-Lager der UAG zutreffen.

Sie ist der Ansicht, daß das Gutachten der TÜV-ARGE Kerntechnik West bereits ausreichend belegt hat, daß die für die langfristige Lagerung von abgereichertem Uran vorgesehenen Behälter, die in ihren Qualitätsmerkmalen von denen im BMI-Rundschreiben geforderten abweichen, den sicherheitstechnischen Bedürfnissen genügen.

Die RSK hält es weiterhin für nicht notwendig, die Lagerung der tails-Behälter in der UAG zeitlich zu befristen, wenn nach einer noch zu spezifizierenden angemessenen Lagerzeit die Integrität der Behälter nachgewiesen wird.

Sie weist darauf hin, daß zu diesem Zweck durch die Lageranordnung der langfristig gelagerten Behälter die sichere Detektierung von Korrosionsschäden am Behälter unter Einhaltung der Maßgaben des betrieblichen Strahlenschutzes gewährleistet sein muß.

Strahlenschutz des Personals

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK hat sich mit den Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb der Anlage befaßt. Die Strahlenexposition des Personals wurde vom Antragsteller aufgrund der zu erwartenden Ortsdosisleistung und unter Berücksichtigung der Aufenthaltszeit des Personals abgeschätzt. Bei realistischen, vom Gutachter getroffenen Annahmen zum Personaleinsatz ergibt sich eine jährliche kollektive Strahlenexposition des Personals von ca. 100 bis 150 Mann-mSv. Dabei ist berücksichtigt, daß das eingesetzte Uran zu 20% aus wiederaufgearbeitetem Material besteht. Durch eine entsprechende Personaleinsatzplanung wird seitens des Antragstellers angestrebt, daß die Strahlenexposition für Einzelpersonen einen Wert von 10 mSv pro Jahr (Ganzkörperdosis) nicht überschreitet.

Betriebserfahrungen bei vergleichbaren Anlagen, insbesondere mit den Anlagen der URENCO in Almelo (Niederlande) zeigen, daß die genannten Werte eingehalten werden können.

Gegen die vom Antragsteller vorgesehenen Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes, zu denen auch die

- Einteilung in Strahlenschutzbereiche sowie die
- Kontaminations- und Inkorporationsüberwachung

gehören, bestehen seitens des Ausschusses keine Bedenken.

Der Ausschuß hat davon Kenntnis genommen, daß vorerst alle im Kontrollbereich beschäftigten Personen durch Perzentsimeter überwacht werden.

Strahlenexposition der Umgebung

Bestimmungsgemäßer Betrieb

Der Ausschuß hat die vom Sachverständigen durchgeführten Berechnungen zur Strahlenexposition der Umgebung eingehend beraten und sich davon überzeugt, daß die in § 45 der Strahlenschutzverordnung genannten Grenzwerte eingehalten werden.

Die potentiellen Strahlenexpositionen wurden auf der Basis der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer (Richtlinie zu § 45 StrSchV)“ unter Berücksichtigung der Ergebnisse zusätzlicher Erhebungen am Standort und anlagenbedingter Besonderheiten berechnet. Als Ausgangsmaterial für die Anreicherung wurde ein Gemisch aus 60% Natururan und 20% wiederaufgearbeitetem Uran zugrunde gelegt.

Die Berechnung erfolgte anhand der nachfolgend aufgeführten beantragten jährlichen Abgabemengen radioaktiver Stoffe:

Ableitung mit der Luft

5,2 · 10⁸ Bq Alpha-Aktivität

5,2 · 10⁸ Bq Beta-Aktivität

Ableitung mit dem Abwasser

7,4 · 10⁸ Bq Alpha-Aktivität

2,8 · 10⁸ Bq Beta-Aktivität

An der ungünstigsten Einwirkungsstelle ergeben sich folgende potentielle jährliche Strahlenexpositionen unter Berücksichtigung der Vorbelastung:

- Durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Luft:

2 µSv Ganzkörperdosis

2,6 µSv Knochenendosis (höchste Teilkörperdosis)

- Durch Ableitung mit dem Abwasser

0,7 µSv Ganzkörperdosis

0,0 µSv Knochenendosis (höchste Teilkörperdosis)

Nach Abschätzung des Gutachters beträgt die Ortsdosis außerhalb des Betriebsgeländes weniger als 300 µSv pro Jahr. Nach Meinung des Ausschusses gewährleisten die getroffenen Maßnahmen, daß die Forderungen des § 44 StrSchV eingehalten werden.

Störfälle

Der Ausschuß hat die vom Gutachter durchgeführten Rechnungen über die radiologischen Auswirkungen von betriebsinternen und durch Einwirkungen von außen verursachten Störfällen beraten.

Die Ergebnisse der Rechnungen zeigen, daß auch bei Berücksichtigung des Expositionsplades Ingestion die für Kernkraftwerke geltenden Planungsrichtwerte des § 28 Abs. 3 StrSchV deutlich unterschritten werden.

Emissions- und Immissionsüberwachung

Die radioaktiven Ableitungen mit der Fortluft und mit dem Abwasser werden überwacht und bilanziert. Außerdem wird eine Überwachung der Fluorwasserstoff-Ableitungen mit der Fortluft durchgeführt. Zur Kontrolle der Ableitungen werden auch nuklid-spezifische Messungen durchgeführt.

Der Ausschuß stellt fest, daß die vorgesehenen Messungen den zu stellenden Anforderungen genügen.

Bezüglich der Immissionsüberwachung wurde der Ausschuß von der Genehmigungsbehörde darüber informiert, daß das für die Beweissicherung durchgeführte und das für den späteren Betrieb geplante Umgebungsüberwachungsprogramm in Anlehnung an die Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung festgelegt ist.

Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen und Störfällen

Der Ausschuß hat sich über die Maßnahmen zur Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen und Störfällen informiert. Die Genehmigungsbehörde bestätigt, daß die zur Zeit noch offenen Punkte hinsichtlich der Festlegung von Auslösekriterien für externe Alarme sowie der Aufnahme übersichtlicher Darstellungen der Störfälle, ihrer Erkennungsmöglichkeiten und der entsprechenden Gegenmaßnahmen bei der Überarbeitung der Alarmordnung Berücksichtigung finden werden.

Zusammenfassung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß hinsichtlich der Sicherheitstechnik und des Strahlenschutzes keine Bedenken gegen Inbetriebnahme und Betrieb der Urananreicherungsanlage Gronau bestehen.

2. Empfehlung der RSK zum Sicherheitskonzept der Reaktor-Brennelement Union, Werk 1 (RBU 1)

Die Firma Reaktor-Brennelement Union GmbH (RBU) hat am 12. 12. 1975 beim Hessischen Minister für Wirtschaft und Technik (HMWT) einen Antrag auf Erteilung einer Genehmigung nach § 7 des Atomgesetzes (AtG) für die Brennelementfabrik der Reaktor-Brennelement Union GmbH - Werk 1 (RBU 1) auf dem Nukleargelände in Hanau-Wolfgang gestellt.

In der Anlage RBU 1 sollen Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe be- und verarbeitet werden.

Ausgangsprodukte sind chemische Verbindungen des Urans in natürlicher Isotopenzusammensetzung sowie an- und abgereichertes Uran. Darüber hinaus ist die Verarbeitung von wiederaufgearbeitetem Uran (WAU) vorgesehen.

Antragsgemäß soll sich in RBU 1 maximal folgendes Inventar befinden:

- 140 Mg U-235, enthalten in Uran natürlicher Isotopenmischung und in angereichertem Uran. Davon sind
 - 138 Mg U-235, enthalten in Uran mit einem U-235-Gehalt von 0,71 Gew.-% bis einschließlich 5 Gew.-%, jedoch nicht mehr als 3900 Mg Uran und
 - 2 Mg U-235, enthalten in Uran mit einem U-235-Gehalt von 5 Gew.-% bis einschließlich 10 Gew.-%, jedoch nicht mehr als 27 Mg Uran.
- Wiederaufgearbeitetes Uran
Der Anteil des wiederaufgearbeiteten Urans wird auf 10 Gew.-% des oben aufgeführten maximalen Uraninventars und 20% des maximalen Durchsatzes von 200 Mg Uran/a begrenzt. Der U-235-Gehalt wird auf maximal 5 Gew.-% begrenzt.
- Maximal 200 Mg abgereichertes Uran in Form von verschiedenen chemischen Verbindungen,
- umschlossene und offene radioaktive Stoffe zu Meß- und Prüfzwecken.

Die Anlage besteht aus verschiedenen Gebäuden, die sich in

- Chemie- und Sinterbetriebsgebäude,
- Uranlagergebäude,
- Brennstabbetriebsgebäude, Brennelementmontagegebäude,
- Kalkfällungsgebäude,
- Versorgungsanlagengebäude,
- Sozialgebäude,
- Verwaltungsgebäude

aufteilen.

Der RSK-Ausschuß „Brennstoffverarbeitung und -lagerung“ hat auf seiner

- 9. Sitzung am 3./4. 10. 1983,
- 12. Sitzung am 31. 10. 1984 und
- 13. Sitzung am 8. 2. 1985,

der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ (SKA) bei der SSK auf seiner

- 68. Sitzung am 10. 12. 1984 und
- 69. Sitzung am 29./30. 1. 1985,

die RSK auf ihrer

- 189. Sitzung am 19. 10. 1983 und
- 202. Sitzung am 20. 2. 1985

über konzeptrelevante Fragen im Rahmen des Genehmigungsantrags nach § 7 AtG beraten.

Zu den abschließenden Beratungen lagen der Sicherheitstechnik des Antragstellers sowie das Konzeptgutachten des TÜV Bayern vor.

Im einzelnen erbrachten die Beratungen folgende Ergebnisse: Beurteilung des sicherheitstechnischen Konzepts

Die RSK ist gemeinsam mit dem Gutachter der Ansicht, daß sich aus der Analyse der vorgelegten Unterlagen keine konzeptrelevanten Fragen ergeben haben, die das sicherheitstechnische Konzept in Frage stellen.

Sie ist der Meinung, daß Anforderungen, die sich bei der Detailuntersuchung im Rahmen der Errichtungsgenehmigung z. B. im Bereich der verfahrenstechnischen Ausgestaltung ergeben könnten, im Zuge der Errichtung der Anlage noch erfüllt werden können.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß im Bereich der Konversionslinien, in denen angereichertes Uranhexafluorid zu Urantrioxid umgewandelt wird, ausreichende Schutzvorkehrungen getroffen sind, um Störungen in der chemischen Fällung und das Entstehen von stark korrosiven Substanzen zu verhindern und somit unzulässige Aktivitätsfreisetzungen zuverlässig auszuschließen. Des Weiteren ist dafür Sorge getragen, daß durch Reinigungs- und Dekontaminationsmaßnahmen sowie Wäscher und Einrichtungen zur Behandlung von Reststofflösungen die Abgabe radioaktiver Stoffe reduziert wird.

Verwendung von wiederaufgearbeitetem Uran (WAU)

Die RBU plant, in ihrem Anlagenbetrieb einen bestimmten Anteil von wiederaufgearbeitetem Uran durchzusetzen.

Die RSK sieht keine grundlegenden Schwierigkeiten in der Verarbeitung von WAU in der beantragten Zusammensetzung, weist jedoch darauf hin, daß bei der vorgesehenen Verarbeitung für die Einhaltung der beantragten Grenzwerte der Aktivitätsabgaben mit dem Abwasser möglicherweise weitere Maßnahmen zur Dekontamination der Abwässer zu treffen sind. Sie können jedoch im Rahmen des vorgelegten Konzepts prinzipiell durchgeführt werden.

Ebenso können erforderlichenfalls einzelne Anlagenteile, die zur Freisetzung von Aktivität in die Raumluft besonders beitragen, hinsichtlich ihrer Dichtheit weiter verbessert werden, und falls notwendig, mit gezielten Absaugungen und entsprechenden Filtereinrichtungen ausgerüstet werden.

Strahlensexposition in der Umgebung der Brennelementherstellungsanlage RBU, Werk 1

- Bestimmungsgemäßer Betrieb

Die potentielle Strahlensexposition in der Umgebung der Anlage wurde auf der Basis der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlensexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässern“ sowie unter Berücksichtigung standortspezifischer und anlagenspezifischer Daten unter Zugrundelegung der Antragswerte der Firma RBU für die jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser berechnet. Außerdem wurden Rechnungen unter Verwendung der Dosisfaktoren nach ICRP 30 vorgelegt.

Bei der Berechnung der Vorbelastung werden die Emissionen der ebenfalls auf dem Nukleargelände Hanau-Wolfgang gelegenen Nuklearanlagen sowie weiterer Emittenten, die zur Strahlensexposition am Standort beitragen können, berücksichtigt. Der Ausschuß SKA hat die vom Sachverständigen durchgeführten Rechnungen beraten und sich davon überzeugt, daß die in § 45 StrlSchV genannten Grenzwerte eingehalten werden.

Außerdem wurden dem Ausschuß SKA die von der Behörde außerhalb der Konzeptbegutachtung veranlaßten Berechnungen der potentiellen Strahlensexposition vorgelegt, die aus der Verwertung des anfallenden Reststoffes Ammoniumnitrat als Düngemittel resultiert. Der Ausschuß SKA empfiehlt, daß dieser Sachverhalt im Zusammenhang mit der Gesamtproblematik „Reststoffverwertung“ weiter verfolgt wird. Dies gilt auch für das an die chemische Industrie abgegebene Ammoniumfluorid.

— Störfälle

Die RSK hat auf ihrer 189. Sitzung festgestellt, daß die den gutachterlichen Prüfungen des Sicherheitskonzepts der RBU 1 zugrunde gelegte Liste von Auslegungstörfällen den Verhältnissen in einer Fabrik zur Herstellung von Brennelementen aus schwach-angereichertem Uran entspricht. Ihre Berücksichtigung gewährt eine dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende ausreichende Vorsorge gegen Störfälle.

Entsprechend ihrem Vorgehen bei der Erarbeitung der Störfallberechnungsgrundlagen für die BMI-Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störfälle gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV hat sie empfohlen, bei radiologischen Rechnungen von realistischen anlagentechnischen Randbedingungen und von einem realistischen und vernünftigen Verhalten der Personen in der Umgebung der Anlage nach Eintritt eines Störfalles auszugehen. Bei der Berechnung sollten ferner die tatsächlichen Verhältnisse in der Umgebung der Anlage berücksichtigt werden.

In den gutachterlichen Analysen erwiesen sich aus der Gruppe der anlageninternen Störfälle die Explosion in der Fertigungsanlage und der Kritikalitätsstörfall als maßgeblich, aus der Gruppe der Störfälle Einwirkungen von außen das Erdbeben.

Zur potentiellen Strahlenexposition infolge Freisetzungen über den Abluftpfad und durch Direktstrahlung wurden sowohl unter Berücksichtigung der derzeit rechtsverbindlichen Dosisfaktoren gemäß ICRP 2 als auch unter Verwendung der Dosisfaktoren nach ICRP 30 Dosisberechnungen durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, daß auch bei Berücksichtigung des Expositionspfades Ingestion die für Kernkraftwerke geltenden Planungsrichtwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV in der Umgebung der Anlage eingehalten werden.

Die Genehmigungsbehörde, der Hessische Minister für Wirtschaft und Technik (HMWT), hat bei den Beratungen mitgeteilt, daß er aus Gründen der Minimierung der Umgebungsbelastung i. S. § 28 Abs. 1 StrlSchV beim Kritikalitätsstörfall den Antragsteller zu zusätzlichen Maßnahmen aufgefordert hat, mit denen eine Begrenzung der Strahlenbelastung am ungünstigsten Aufpunkt von ca. 20 mSv (2 rem) erreicht werden kann. Dies sei durch nur unwesentliche Verstärkungen von bereits geplanten Abschirmmauern erreichbar.

Die RSK stellt hierzu fest, daß kein sicherheitstechnischer Grund besteht, die in § 28 Abs. 3 StrlSchV für Kernkraftwerke festgelegten Störfallplanungsrichtwerte weiter zu unterschreiten. Sie ist der Meinung, daß das von der Genehmigungsbehörde angestrebte Ziel nicht durch nur unwesentliche Verstärkungen von Gebäudeabschirmungen zu erreichen ist, sondern zusätzliche aufwendige Baumaßnahmen erfordern würde. Diese könnten die Ausgewogenheit des Schutzkonzepts gefährden und zudem auch sicherheitstechnische Nachteile mit sich bringen.

Schutz des Personals

Der Ausschuß SKA hat sich im Rahmen der Beratung zum Strahlenschutz des Personals mit konzeptrelevanten Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes befaßt. Insbesondere hat sich der Ausschuß davon überzeugt, daß bezüglich der nachfolgend genannten konzeptrelevanten Punkte die an den Strahlenschutz zu stellenden Forderungen eingehalten werden:

- Einteilung in Strahlenschutzbereiche
- Zugangskonzept für Strahlenschutzbereiche
- Kontaminationsüberwachung
- Abschirmungen.

Betriebserfahrungen zeigen, daß die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden und die überwiegende Zahl des Betriebspersonals Ganzkörperdosen von weniger als 10 mSv (1 rem) pro Jahr erhalten.

Für den Fall, daß wiederaufgearbeitetes Uran in der Anlage verarbeitet wird, wurde vom Antragsteller bestätigt, daß zusätzliche technische Schutzmaßnahmen für das Personal vorgesehen sind. Die für diesen Fall eventuell notwendig werdenden Lüftungstechnischen Maßnahmen zur Reduzierung der Raumluftkonzentration sind nach Ansicht des Ausschusses SKA, wie auch im Gutachten dargestellt, nicht konzeptentscheidend.

Zusammenfassung

Insgesamt hat die RSK keine sicherheits- und strahlenschutztechnischen Einwände gegen das Sicherheitskonzept der Anlage RBU 1. Vom Gutachter ausgesprochene Auflagenvorschläge sind im Rahmen des beantragten Konzepts technisch realisierbar.

Noch ausstehende Prüfungen der gerätetechnischen Ausführung der Anlagenteile, Systeme und sonstigen Einrichtungen sowie der betrieblichen Belange können im Rahmen der Begulachtung zur Errichtung und zum Betrieb der Anlage RBU 1 erfolgen.

203. Sitzung am 24.4.1985

BAnz. Nr. 125 vom 11.7.1985

Forschungsreaktor BER II in Berlin - Umbau und Betrieb des Reaktors mit einer Leistung von 10 MW

Das Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin GmbH betreibt im Südwesten von West-Berlin in der Nähe der Grenze zur DDR seit 1973 den Forschungsreaktor BER II. Es handelt sich um einen Schwimmbadreaktor, der mit MTR-Brennelementen*) ausgerüstet ist. Die thermische Leistung des Reaktors soll durch einen Umbau von 5 MW auf 10 MW erhöht werden. Die Gesamtleistung liegt auch nach Umbau des Reaktors weit unterhalb der Grenze eines Leistungsbereiches, der durch nationale und internationale Betriebserfahrung abgedeckt ist.

Die Genehmigungsbehörde, der Senator für Wirtschaft und Verkehr, Berlin, handelt im Auftrag der alliierten Kommandantur und hat im Einvernehmen mit ihr den BMI um Einschaltung der RSK zur Beratung einzelner Themenkomplexe gebeten. Die RSK hat sich in ihrer 203. Sitzung am 24. April 1985 mit den Fragen befaßt und nimmt dazu wie folgt Stellung:

Reaktorschutzsystem

Das Reaktorschutzsystem ist wie bei Kernkraftwerken aufgebaut und erfüllt bei Berücksichtigung der im Sicherheitsgutachten beschriebenen Auflagen die grundsätzlichen Anforderungen der Regel KTA 3501. Die RSK hat keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen die Auslegung und den Betrieb des Reaktorschutzsystems.

Abschaltsystem

Das Abschaltsystem des BER II ist ein System wie es auch bei anderen Schwimmbadreaktoren eingesetzt ist. Weder die Erfahrungen beim Betrieb dieser Reaktoren noch die im Genehmigungsverfahren vorgelegte Zuverlässigkeitsanalyse geben Hinweise auf die Notwendigkeit zusätzlicher Maßnahmen.

Dem Gutachter wurde die Eignung von Ersatzmaßnahmen nachgewiesen, die die Anforderungen an ein längerfristig wirksames zweites Abschaltsystem erfüllen.

Die RSK hält daher keine zusätzlichen Maßnahmen für erforderlich.

Einwirkungen von außen

Auf Grund der im Rahmen des Erörterungstermins (10. bis 13. Oktober 1983) vorgebrachten Einwände hat die Genehmigungsbehörde beschlossen, zusätzlich zu den bisherigen Betrachtungen zu Einwirkungen von außen eine vertiefende Untersuchung der Eintrittswahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes solcher Einwirkungen durchführen zu lassen. Als relevante Einwirkungen von außen wurden in einer Studie des Antragstellers der Flugzeugabsturz und der Absturz eines Hubschraubers ermittelt.

Der Gutachter hat die Untersuchung des Antragstellers überprüft und kommt zu dem Ergebnis, daß risikomindernde Maßnahmen für den BER II nicht erforderlich sind.

Die RSK stellt unter Bezugnahme auf die Stellungnahme des Gutachters fest, daß es keine Hinweise darauf gibt, daß die theoretisch ermittelten Absturzhäufigkeiten für den Standort des BER II höher anzusetzen sind als für andere Standorte von kerntechnischen Anlagen.

Auf Grund der spezifischen Eigenschaften des BER II wäre selbst bei extremen äußeren Einwirkungen nur mit geringen Auswirkungen zu rechnen.

Die RSK hält daher keine weitergehenden risikomindernden Maßnahmen für erforderlich und für sinnvoll. In der vorliegenden risikoorientierten Studie werden die radiologischen Auswirkungen bestimmter Einwirkungen von außen (Druckgasflasche, Hubschrauberabsturz, Flugzeugabsturz) auf den BER II bewertet. Dabei mußten für die unterstellten Ereignisse, die mit einer Häufigkeit von $< 10^{-7}$ erwartet werden, zwangsläufig verschiedene Szenarien mit sehr speziellen Annahmen unterstellt werden. Die RSK weist darauf hin, daß sich aus einer solchen Studie keine sinnvollen systemtechnischen Maßnahmen gegen die unterstellten Einwirkungen ableiten lassen.

Zusammenfassend stellt die RSK auf Grund ihrer Beratungen fest, daß für den BER II in den oben genannten Bereichen keine zusätzlichen Maßnahmen erforderlich sind. Sie weist darauf hin, daß die Übertragung von Detailforderungen aus Kriterien oder Leitlinien für Kernkraftwerke auf Forschungsreaktoren wie den BER II nicht hilfreich ist.

204. bis 208. Sitzung

In diesen Sitzungen wurden keine Empfehlungen verabschiedet.

Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)

Empfehlung zur Inbetriebnahme

1 Einleitung

Die RSK hat sich seit ihrer Empfehlung zur 5. Teilerrichtungsgenehmigung des Kernkraftwerks Kalkar (SNR-300) vom 23. 8. 1982 (177. RSK-Sitzung, BAnz.Nr. 211 v. 11. 11. 1982) nochmals mit sicherheitstechnischen Fragen, insbesondere mit solchen, die für die Inbetriebnahme und den nuklearen Betrieb von Bedeutung sind, befaßt. Die Inbetriebnahme des SNR-300 soll in zwei Schritten erfolgen. Der erste Schritt (Teilbetriebsgenehmigung 7/7) umfaßt das Beladen des Reaktors mit Brennelementen und die Durchführung der Nullleistungsversuche. Der zweite Schritt (Teilbetriebsgenehmigung 7/7[1]) umfaßt die Durchführung der Leistungsprüfungen (Inbetriebnahme) und den Dauerbetrieb. Die vorliegende RSK-Empfehlung enthält schwerpunktmäßig Themen, die für den ersten nuklearen Inbetriebnahmeschritt relevant sind.

Das Kernkraftwerk Kalkar ist eine Prototypanlage mit schnellem, natriumgekühltem Reaktor mit einer thermischen Leistung von 762 MW und einer elektrischen Nettoleistung von 295 MW. Der Antrag auf Errichtung der Anlage wurde im Oktober 1970 gestellt, der Auftrag zur Errichtung wurde 1972 erteilt. Bauherr und künftiger Betreiber ist die Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft mbH (SBK), Essen, ein gemeinsames europäisches Unternehmen. Hersteller ist die Internationale Natrium-Brüter-Reaktor-Bau-Gesellschaft mbH (INB), Bergisch Gladbach 1, und die Arbeitsgemeinschaft Kernkraftwerk Kalkar, Essen.

Der Standort liegt in der Gemarkung Kalkar, Kreis Kleve am linken Niederrhein. Mit den Bauarbeiten wurde 1973 begonnen. Die nukleare Inbetriebnahme ist im Laufe des Jahres 1986 geplant.

Die RSK hat sich seit 1963 mit Fragen der Sicherheit schneller natriumgekühlter Reaktoren und auch mit Sicherheitsfragen zum SNR-300 befaßt. Sie hat sich dazu baubegleitend und im Zusammenhang mit der Erteilung der verschiedenen Teilerrichtungsgenehmigungen zum SNR-300 in ihren Empfehlungen zu verschiedenen Sachverhalten geäußert. Die von der RSK in ihren Empfehlungen behandelten Themen sind:

- Stellungnahme zu entscheidenden Sicherheitsfragen (BAnz.Nr. 44 v. 3. 3. 1972)
- Sicherheitskonzept des SNR-300 (BAnz.Nr. 241 v. 23. 12. 1972)
- Containmentsystem des SNR-300 (BAnz.Nr. 136 v. 28. 6. 1974)
- Wirksamkeit des Tauchkühlsystems (BAnz.Nr. 149 v. 14. 8. 1975)
- Regelkonzept für den SNR-300 (BAnz.Nr. 52 v. 15. 3. 1975)
- Zur Integrität des Reaktortanks im Bethe-Tait-Störfall (BAnz.Nr. 219 v. 26. 11. 1975)
- Einbeziehung des Tauchkühlsystems in das Konzept der Nachwärmeabfuhr (BAnz.Nr. 2 v. 5. 1. 1977)
- Errichtung von Inertisierungssystemen und starkstromtechnischen Einrichtungen (BAnz.Nr. 132 v. 19. 7. 1978)
- Notkühlung, Bodenkohlenrichtung, Flugzeugabsturz (BAnz.Nr. 225 v. 3. 12. 1982)
- Beratungsergebnisse zur 5. TEC (BAnz.Nr. 211 v. 11. 11. 1982)

Die vorliegende Empfehlung zur Teilbetriebsgenehmigung 7/7 wurde in verschiedenen RSK-Ausschüssen, die sich mit Fragen zur Errichtung und Inbetriebnahme des SNR-300 auseinandergesetzt haben, vorbereitet. Die RSK hat sich bei ihrer Bewertung auf vom Antragsteller zu den einzelnen Beratungsthemen eingeholt Unterlagen abgestützt. Weiterhin berücksichtigte sie die vom Gutachter vorgelegten Stellungnahmen bzw. mündlichen Ausführungen.

Außerdem hat der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK auf seiner 77. Sitzung am 16. 12. 1985 eine Stellungnahme zur Inbetriebnahme und zum Betrieb des SNR-300 verabschiedet.

Die vorliegende Empfehlung umfaßt folgende Themen:

- Bauwerke
- Qualität der Komponenten der Kreislaufe
- Trennung der Nachwärmeabfuhr-Redundanzen des Na-gekühlten Brennelementlagers
- Stromungsverhalten des Natriums im Oberplenium des Reaktortanks
- Auslegung des Reaktorkerns Mark-1a
- Nachzerfallsleistung für den Reaktorkern Mark-1a
- Bewertung neuerer wissenschaftlicher Erkenntnisse zum Bethe-Tait-Störfall im Hinblick auf den SNR-300
- Elektrische Einrichtungen des Sicherheitssystems
- Reaktorbetrieb
- Stellungnahme des Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK
- Zusammenfassende Bewertung

2 Bauwerke

2.1 Bauwerksauslegung

Die RSK hat sich über die realisierte Bauwerksauslegung informiert. Der Gutachter hat bestätigt, daß die bautechnische Auslegung auf den gültigen Vorschriften und einer Gleichbehandlung mit kommerziellen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor basiert. Der Auslegung gegen Flugzeugabsturz wurde noch eine Lastannahme aus der Anfangsphase der Errichtung zugrunde gelegt, die auch die heute gültige Lastannahme der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, insbesondere bezüglich des aufgetragenen Gesamtimpulses, abdeckt.

Die RSK hat überprüft, ob die der Auslegung gegen Erdbeben zugrunde gelegten Lastannahmen auch dem heutigen Stand der Erkenntnisse entsprechen. Sie stellt dazu fest, daß die für das Sicherheitsrisiko festgelegten Freifeldbeschleunigungswerte b_x (horizontal) = 120 cm/s² und b_z (vertikal) = 60 cm/s² eine konservative Festlegung des Sicherheitsrisikos darstellen. Sie entsprechen dem schwersten in diesem Gebiet theoretisch möglichen Erdbeben mit dem Hypozentrum auf der Viersener Störung, Herdtiefe und Entfernung eines theoretisch möglichen Erdbebens sowie die Untergrundigenschaften am Standort Kalkar sind dabei berücksichtigt.

Die RSK hat sich im Zusammenhang mit den Beratungen zur 5. Teilerrichtungsgenehmigung mit dem Aufbau und den Aufgaben des Containmentsystems des SNR-300 befaßt. Das Containmentsystem des SNR-300 setzt sich zusammen aus dem inneren und äußeren Containment sowie dem Reventingspalt. Jeder dieser Bereiche hat spezifizierte, sicherheitsgerichtete Aufgaben. Das inertisierte innere Containment enthält die primärnatriumführenden Komponenten. Im äußeren Containment enthält der inertisierte Bereich die Na-Nebenanlagen; die übrigen Bereiche die restlichen Komponenten. Der Reventingbetrieb bei Containmentabschluß verbindet eine Freisetzung von Radioaktivität.

Die RSK hat auf ihrer 177. Sitzung eine Empfehlung zum Containmentverhalten verabschiedet (s. BAnz.Nr. 211 vom 11. 11. 1982).

2.2 Natriumbrände in belüfteten Anlagenbereichen

Gegen Natriumbrände wurden über die sorgfältige Werkstoffwahl und Auslegung hinaus bauliche und anlagentechnische Schutzmaßnahmen durchgeführt (Auffang- und Abflurwänden). Mit dem installierten Brandmeldekonzept wird nach dem Ergebnis der Analyse eine eindeutige Meldungszugehörigkeit redundanter Anlagenräume erreicht.

Die vom Antragsteller und Gutachter durchgeführten Analysen zu den Auswirkungen von Na-Bränden wurden mit unterschiedlichen Rechencodes vorgenommen. Die Ergebnisse zeigen unter Berücksichtigung der programmspezifischen Eigenschaften eine gute Übereinstimmung. Als ein wesentliches Ergebnis kann festgehalten werden, daß die Temperaturverteilung in den Betonwänden brandbelasteter Räume (z. B. Pumpenraum, Dampferzeugerzelle, Hilfsanlagenraum) keine sicherheitstechnische Gefährdung erkennen lassen, so daß mit einer Gefährdung ihrer Integrität nicht gerechnet werden muß.

Zur Abmilderung der Brandbelastung sind in den betroffenen Anlagenbereichen umfangreiche Leckbeherrschungsmaßnahmen getroffen worden, die z. B. zu einer wesentlichen Reduzierung der Abzugszeiten für das Lecknatrium geführt haben. Es ist gewährleistet, daß die vorhandenen Vorkehrungen zur Beherrschung noch möglicher Natriumbrände ausreichen.

Die in diesem Rahmen durchgeführten Untersuchungen enthalten auch eine Bewertung der geplanten Leckerkennungsmaßnahmen. Die vorliegenden Ergebnisse zeigen, daß mit der vorhandenen Instrumentierung und unter Berücksichtigung der vorgesehenen regelmäßigen Begehung Leckagen sehr frühzeitig entdeckt werden können und das Leck-vor-Bruch-Verhalten der Na-führenden Rohrleitungen mit großen Querschnitten gegeben ist, so daß mit Folgeschäden nicht gerechnet werden muß.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die zur Beherrschung der Auswirkungen von Natrium-Leckagen vorhandenen Einrichtungen geeignet sind, die Funktionsfähigkeit und Integrität der sicherheitstechnisch wesentlichen Anlagenteile zu gewährleisten.

2.3 Brandschutz

Das Brandschutzkonzept beruht auf den üblichen Brandschutzmaßnahmen in der Stafflung

- Brandverhinderung
- Branderkennung
- Brandbegrenzung
- Brandbekämpfung

Nach Fertigstellung der einzelnen Gebäude wurden Brandschutzanalysen durchgeführt. Alle Brandschutzmaßnahmen wurden vom Gutachter daraufhin untersucht, inwieweit sie den Anforderungen und Zielen der bisherigen Genehmigungen sowie den Regeln und Richtlinien genügen.

Aufgrund der Anlagenverhältnisse konnten redundante Anlagenteile nicht überall konsequent durch bauliche Maßnahmen brandschutztechnisch getrennt werden. Hier wurden Schutzmaßnahmen eingeführt, die durch Isolierung der vorhandenen Brandlasten dem höherwertigen Ziel der Brandverhinderung Rechnung tragen. Zwischen Kabelbussen sind beispielsweise Feuerschutzmatten angebracht und an anderen Stellen wurden Kabel in feuerbeständig abgeteilt und abgedeckten Kabelkanälen verlegt und in den Kanälen ausreichend mit Damm-schichtbildern bedeckt.

Die RSK sieht in der nicht konsequenten Trennung von redundanten Kabelsträngen einen Umstand, der eine erhöhte Sorgfalt bei der Durchführung und Überwachung anderer Brandschutzmaßnahmen erforderlich macht. Da die Damm-schichtbildern auch eine zusätzliche Wärmeisolierung bedingen, muß gewährleistet sein, daß im Kabel durch Stromdurchgang entstehende Wärme sicher abgeführt wird. Dies soll durch Thermoelemente überwacht werden, die insbesondere in der Inbetriebnahme-phase hierüber Auskunft geben werden.

insgesamt erfüllen die ausgeführten und teilweise noch auszuführenden Brandschutzmaßnahmen nach Ansicht der RSK die zu stellenden Anforderungen.

2.4 Rettungswege

Die RSK wurde über die in den relevanten Gebäuden des Kernkraftwerks vorhandenen Rettungswege, ihre Kennzeichnung und lüftungstechnische Ausrüstung informiert. Die Rettungswege werden rauchfrei gehalten, erhalten eine Notbeleuchtung und sind mit einer Einheitskranken-trage begehbar. Vor der Personenschleuse im Reaktor-gebäude befindet sich ein Stauraum. Kein Arbeitsplatz im Containment ist mehr als 35 m von einem geschützten Treppenraum entfernt. Zum Verlassen des Containments stehen 5 Ausgänge (Personenschleuse und 4 Not-schleusen) sowie zusätzlich die Materialschleuse zur Verfügung.

Die RSK ist der Ansicht, daß die Rettungswege den zu stellenden Anforderungen genügen. Ausreichende Alarmeinrichtungen, insbesondere zur Warnung von Personen in gefangenen Räumen, sind vorhanden.

2.5 Druck- und Leckratenprüfungen der verschiedenen Containmentbereiche

Folgende Anlagenbereiche wurden einer Druck- und Leckratenprüfung unterzogen:

- Äußeres Betoncontainment und Schleusen
- Stahlblechhülle
- Inneres Containment
- Inertisierter Teil des äußeren Containments

Die geprüften Bereiche haben dem Prüfdruck entsprechend ihrer Auslegung standgehalten. Auch hochbelastete Stellen, z. B. an der Verankerung der Stahlblechhülle, haben die Prüfungen ohne Beanstandungen überstanden.

Mit Bezug auf die Leckratenprüfung der Stahlblechhülle hat sich die RSK davon überzeugt, daß die zur Herstellung eines gleichen Druckes innerhalb der Betonstrukturen des äußeren Containments getroffenen Maßnahmen sowie die meßtechnischen Maßnahmen ausreichend waren, um eine repräsentative Aussage zur Druckbelastbarkeit des äußeren Containments zu erhalten.

Die experimentelle Bestimmung der Leckraten aus den betrachteten Raumbereichen hat zu Meßkurven geführt, die in dem für die Ermittlung der resultierenden radiologischen Belastung maßgeblichen Druckbereich unterhalb der für die radiologischen Auslegungsrechnungen angenommenen linearen Leckraten-Druck-Funktionen liegen.

Zusammen mit den konservativen Festlegungen für die in die Rechnung eingehenden Parameter ist hiermit sichergestellt, daß die radiologischen Auslegungsdaten auf der sicheren Seite liegen.

Zusammenfassend stellt die RSK somit fest, daß die Druckproben und die Leckratenprüfungen der verschiedenen Containmentbereiche und der Stahlblechhülle des SNR-300 das Erreichen der Auslegungsziele mit ausreichendem Sicherheitsabstand nachgewiesen haben. Insbesondere ist zu erwarten, daß die für Normalbetrieb und Auslegungstorfälle zulässigen Werte für die Strahlenexposition in der Umgebung sicher eingehalten werden.

3 Qualität der Komponenten der Kreisläufe

3.1 Herstellung des Reaktortanksystems und der sonstigen Großkomponenten

Zum Reaktortanksystem gehören Reaktortankschale, Anschlußstutzen, Festdeckelaufleger, Tragzylinder, Reaktoriankeimbauten und Standzarge.

Zu den sonstigen Großkomponenten gehören die Zwischenwärmetauscher, die primären Natriumpumpen einschließlich der Ansaugkrümmer, die sekundären Natriumpumpen, Dampferzeuger-Überhitzer, Verdampfer, Zwischenwärmetauscher-Tragkonstruktion und Dampferzeuger-Axialführung.

Alle Teile erfüllen die in den Spezifikationen gestellten Anforderungen. Qualitätsabweichungen wurden entweder durch Reparatur beseitigt, oder es wurde deren Unbedenklichkeit nachgewiesen.

In den Bereichen der aus dem nicht stabilisierten austenitischen Stahl 14948 hergestellten Komponenten, in denen sich während der Lagerung interkristalline Korrosion gezeigt hatte, wurde die mit Oberflächenrisse behaftete Schicht (durch Überfragen und zusätzlich örtlich durch Schleifen abgearbeitet), wobei die erforderliche Mindestwanddicke nicht unterschritten wurde. Bei der weiteren Lagerung und während des Einbaus und danach wurden die Komponenten durch Vermeiden schädigender Umgebungseinflüsse vor erneutem Korrosionsangriff geschützt.

Ersäute kurz vor dem Warmprobetrieb durchgeführte Prüfungen haben keinen Hinweis auf in der Zwischenzeit eingetretene weitere interkristalline Korrosion oder auf sonstige verbleibende Stellen mit dieser Korrosionserscheinung an den austenitischen Komponenten ergeben.

An der in Kastenbauweise hergestellten Gitterplatte konnten nicht alle Bereiche der innenseitigen Oberfläche auf interkristalline Korrosion geprüft werden. Die RSK hatte sich auf ihrer 195. Sitzung am 20. 4. 1983 mit dieser Frage befaßt. Eingehende Analysen haben ergeben, daß bei Betriebs- und Störfallbedingungen selbst unter Zugrundelegung konservativer Annahmen an den möglicherweise noch verbliebenen Stellen mit interkristalliner Korrosion, wenn überhaupt, ein nur vernachlässigbar geringes Rischwachstum möglich ist. Deshalb bestehen keine Bedenken gegen den Betrieb der Gitterplatte. Die Bereiche, in denen interkristalline Korrosion erkennbar war, wurden wie die übrigen austenitischen Teile des Reaktorkreislaufrings behandelt. Die Gitterplatte wird in das Lebensdauerüberwachungsprogramm mit einbezogen.

Die zerstörungsfreie Prüfung der austenitischen Schweißnahte des Reaktortanks wurde mittels Durchstrahlung und Ultraschall vorgenommen. Zur Ultraschallprüfung wurden bei Dicken über 20 mm sogenannte SEL-Winkel-Prüfköpfe, d. h. solche mit getrenntem Sender- und Empfänger-Schwinger und Longitudinalwellen, verwendet. Auf der Baustelle fand zusätzlich eine weitere Prüfung der Nahte mittels Durchstrahlungs-, Ultraschall- und Oberflächenprüfverfahren statt, welche den guten Qualitätsstand der Schweißnahte des Reaktortanks bestätigte.

Die RSK geht davon aus, daß sich bei der Ultraschallprüfung trotz der angewandten Sondertechnik nicht die für ferritische Schweißnahte gewohnten Empfindlichkeiten erreichen ließen. Die Beurteilung der austenitischen Schweißnahte stützt sich daher vor allem auf die Durchstrahlungsprüfung ab. Die RSK hält dies für vertretbar, da sich in Großplattenzugversuchen mit Testblechen im Schweißgut unter den zugrunde gelegten Störfallbeanspruchungen noch eine ausreichende Festigkeit und plastische Dehnbarkeit ergeben hat. Die Testbleche wiesen bei einer dem Tankmantel entsprechenden Probendicke von 40 mm eine Tiefenausdehnung von 4 mm und von 60 mm Länge auf. Für makroskopische Fehler solcher Größe ist von den angewandten Prüfverfahren eine ausreichende Erkennbarkeit zu erwarten.

Die Untersuchungen der zwischen dem austenitischen Mittelteil und dem ferritischen Oberteil der Tankwand befindlichen Mischnaht bestätigen, daß diese Naht die zum Abtragen der Belastungen aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb und den zugrunde gelegten Störfällen gestellten Anforderungen an die Fertigungsqualität und ihre Verformungs-, Festigkeits- und Langzeiteigenschaften erfüllt.

Im Rahmen der Inbetriebnahme werden Temperaturmessungen zur Erkennung gegebenenfalls vorhandener nennenswerter Temperaturwechselbeanspruchungen vorgenommen.

3.2 Herstellung der Natrium-Hauptrohrleitungen

Bei der Herstellung der Natrium-Hauptrohrleitungen wurden die mit der RSK abgestimmten hohen Qualitätsanforderungen erfüllt. Die Rohrenden wurden vor dem Schweißen der Rundnaht mit Zentriervorrichtungen angepaßt. Die aus Halbschalen geschweißten Rohrbogen sind, wo dies zur Vergleichmäßigung und Reduzierung der Ermüdungsausnutzung zweckmäßig war, beidseitig oder auch teilweise einseitig mit geradlinigen Schenkeln versehen, so daß dort keine Rundnaht im Übergang zwischen Bogen und Rohr vorhanden sind.

3.3 Festigkeitsnachweise

Die RSK hat das Konzept der Festigkeits- und Lebensdauernachweise und deren Ergebnisse, z. B. die für die Spannungs- und Ermüdungsausnutzung von Komponenten und Rohrleitungen ermittelten Höchstwerte, in mehreren Sitzungen beraten.

Der Sachverständige hat keine Einwände gegen die vom Anlagenlieferer vorgelegten Festigkeitsnachweise. Er erwartet, daß die Fortschreibung der Kriechermüdungsanalyse nach Vorliegen der Ergebnisse der im Rahmen der Inbetriebnahme vorgesehenen Temperaturmessungen zu günstigeren Werten gegenüber den bisherigen, mit größeren Konservativitäten ermittelten, führt. Der Lebensdauernachweis wird für 100 000 Stunden Leistungsbetrieb geführt.

In diesem Zusammenhang wurde die RSK insbesondere darüber unterrichtet, daß in der Reaktortankwand und den Bauteilen im äußeren Ringraum in Höhe der Oberkante der Brennelemente eine höhere Beanspruchung vorliegt, als bisher zugrunde gelegt worden ist.

Durch den Spalt zwischen Schottblech und Schildtank wird direkt unterhalb der Austrittsleitung Natrium aus dem Ringraum gezogen. Räumlich versetzt dazu fließt somit über Öffnungen das heiße Natrium in den Ringraum. Dadurch ergeben sich bei Leistungsschwankungen Unterschiede in radialen Tankwandverschiebungen und daraus resultierende Biegebeanspruchungen in Tankachsrichtung. Bei 100% Leistungsbetrieb steht eine Sekundärspannung oberhalb der Streckgrenze bei einer errechneten lokalen Temperatur von 544 °C an, welche sich durch Relaxation abbaut und ein örtliches Kriechen bewirkt. Bei 30% Leistungsbetrieb entsteht eine örtlich begrenzte Druckspannung über der Fließgrenze, die aber bei der errechneten Temperatur von 372 °C zu keiner Kriechschädigung führt. Die maximale Beanspruchung tritt an der nicht von Kühlmittel berührten Tankaußenoberfläche auf (siehe auch Abschnitt 5 „Strömungsverhalten des Natriums im Oberplenum des Reaktortanks“).

Bei der Spannungsbegrenzung der Natrium-Hauptrohrleitungen wurden die Anforderungen des ASME-Code Section III NB 3600 in Verbindung mit den Interatom-Festigkeitsregeln (für Primärrohrleitungen ITB 76/25, für Sekundärrohrleitungen ITB 77/34) zugrundegelegt. Dabei wurde die als Nettobiegemoment bezeichnete, von behinderter Wärmedehnung herrührende Biegespannung (resultierendes Biegemoment) dividiert durch das Widerstandsmoment der Rohrleitung ohne Berücksichtigung der durch Formstücke und Bogen bedingten Spannungserhöhung wie eine Primärspannung aus Innendruck und Eigengewicht gewertet. Durch das hiermit festgelegte Konstruktionsprinzip ergibt sich ein niedriges Spannungsniveau und damit eine gleichmäßige Spannungsverteilung bei begrenzter Dehnungskonzentration.

Die vom Anlagenlieferer vorgenommene verfeinerte Berechnung von repräsentativer Rohrleitungsabschnitten wie den Strängen zwischen Primärpumpe und Zwischenwärmetauscher zeigte, daß die Rohrleitungen eine nur geringe Ausnutzung durch Ermüdung aufweisen. Stellen, an denen die Ausnutzung etwas höher liegt, werden Stichprobenweise durch die wiederkehrenden Prüfungen überwacht. Wegen der Dünnwandigkeit der Rohrleitungen wurde dafür gesorgt, daß sich die zur Befestigung notwendigen Rohrleitungsschellen nicht als nennenswerte Störstellen im Hinblick auf die Temperaturverteilung in der Rohrwand mit der Folge größerer thermischer Spannungen auswirken.

Die RSK nimmt die ihr vorgelegten Ergebnisse der Festigkeits- und Lebensdauernachweise zustimmend zur Kenntnis.

3.4 Sicherheit der Primär-, Sekundär- und Tertiärhauptrohrleitungen gegen große Brüche

Die Natrium-Hauptrohrleitungen bestehen wie der Reaktortank aus dem austenitischen Stahl 14948 und erfüllen die spezifischen Anforderungen. Die Beanspruchungen im Betrieb sind begrenzt und werden dokumentiert. Die rechnerischen Analysen unterstellter Materialfehler zeigen, daß sich die Abmessungen verbleibender Fehler unter dem Einfluß des Belastungskollektivs nur geringfügig vergrößern. Keinesfalls können sie langfristig kritische Risßgrößen erreichen.

Deshalb und aufgrund der hohen Zähigkeit des verwendeten Werkstoffs sind große Brüche wie Rundabrisse und überkritische Längsrisse und damit Großleckagen nicht zu unterstellen. Kleine Leckagen werden frühzeitig mit dem Leckageerkennungssystem erfaßt.

Die Rohrleitungen des Speisewasser- und Sattdampfsystems bestehen aus dem Stahl 15NiCuMoNb5 und die des Frischdampfsystems aus dem Stahl X20CrMoV121. Die verwendeten Werkstoffe weisen aufgrund ihrer besonderen Reinheit eine große Kerbschlagarbeit in der Hochlage auf und sind nicht empfindlich gegen Heißrißbildung, Relaxationsversprödung und Relaxationsrissigkeit. Sie werden deshalb vom Anlagenlieferer als „modifiziert“ (mod.) bezeichnet. Ähnlich wie bei denjenigen LWR-Rohrleitungen, bei denen bestimmte Auswirkungen großer Brüche ausgeschlossen werden können, sind hier besondere Qualitätsanforderungen gestellt und durch Qualitätssicherungsmaßnahmen erfüllt worden. Darüber hinaus sind besondere Maßnahmen für die wiederkehrenden Prüfungen und die Überprüfung des Grades von Zeitstandschädigung vorgesehen. Daher wurde auch für die Hauptstränge dieser Leitungen mit den größeren Durchmessern und den zugehörigen Armaturen (beim Speisewasser- und beim Sattdampfsystem von DN 100 an und beim Frischdampfsystem von DN 125 an aufwärts) die Annahme spontaner Rundabrisse oder kritischer Längsbrüche bei der Auslegung der Anlage nicht zugrundegelegt.

Der Sachverständige hat keine Bedenken gegen diese Vorgehensweise, weil

- die Einhaltung der vorgegebenen Spannungsgrenzen für alle zu unterstellenden Betriebs- und Störfälle nachgewiesen wurde,
- ein zähes Werkstoffverhalten bei Betriebstemperaturen gegeben ist,
- eine hohe Fertigungsqualität vorliegt,
- die rechnerische Analyse des unterkritischen Rißwachstums und der Bedingungen für spontanes Versagen einen hinreichend großen Sicherheitsabstand zwischen sicher auffindbaren Fehlergrößen einschließlich des Fehlerwachstums über die Lebensdauer und den kritischen Fehlergrößen bestätigt hat,
- Leckagen rechtzeitig erkannt und die Komponenten des Tertiärkreises auf Kriech- und Ermüdungsschädigung und Korrosionseinflüsse überwacht werden.

Durch konstruktive Maßnahmen, z. B. Anstromen der Verdampfer von unten, werden Wechselbelastungen durch Temperaturrichtung weitgehend vermieden. Weiterhin sind die Frischdampf- und Sattdampfleitungen so verlegt, daß sie ein für den Abfluß von Kondensat ausreichendes Gefälle im erwärmten Zustand besitzen. Sie werden jeweils am tiefsten Punkt entwässert. Weiterhin werden die nicht durchströmten Leitungen zu den Sicherheitsventilen beheizt. Zur Überwachung des Lebensdauer verbrauchs werden Differenztemperaturmessungen an der Abscheideflasche und am Frischdampfsammler in jedem Dampferzeugergebäude vorgenommen.

Aufwelmessungen und Ultraschall-Wanddickenmessungen werden im Frischdampfsystem auch an Formstücken durchgeführt. An Rohren und Bögen werden Gefügeabdrücke zur Prüfung auf Zeitstandsschädigungen genommen. Im Betrieb finden regelmäßig Inspektionsgänge zur Überprüfung der Komponenten im Dampferzeugergebäude auf Veränderungen und Leckagen statt. Weiterhin können Abweichungen im Deionatverbrauch oder Anlaufen der zweiten Deionatpumpe oder der Gebäudefeuerwasserungspumpe erkannt werden.

Die RSK ist der Ansicht, daß mit den getroffenen Maßnahmen die erforderliche Vorsorge gegen große Brüche getroffen ist, so daß ein doppelnder Bruch in der Störfallanalyse nicht zu unterstellen ist.

3.5 Werkstoffprogramme

Vom Sachverständigen wurde bestätigt, daß sich die zur Auslegung der Komponenten des Kernkraftwerks Kalkar zugrundegelegten Werkstoffkennwerte für die volle vorgesehene Betriebszeit als grundsätzlich zutreffend erwiesen haben und die Schadensakkumulationsregel geeignet ist, die Wechselwirkung Kriechen-Ermüden mit hinreichenden Sicherheitsabständen zu beschreiben.

Die Ergebnisse des weitgehend abgeschlossenen Werkstoffprogramms faßt der Sachverständige wie folgt zusammen:

Die für das Zeitstandverhalten des Grundwerkstoffs des Reaktortanks im SNR-Materialhandbuch festgelegten Mittelwerte und Streubandgrenzen werden eingehalten.

Die erreichte integrale Kriechbruchdehnung längsbeanspruchter Schweißnähte liegt im oberen Streuband für querbeanspruchte Schweißnähte. Die erreichten Kriechbruchdehnungen zeigen, daß in beiden Beanspruchungsrichtungen ein ausreichendes Verformungsvermögen gegeben ist.

Durch die Begrenzung von Schwermetallverunreinigungen im Natrium wird eine durch diese Metalle bedingte Minderung der Zeitstandfestigkeit ausgeschlossen.

Erfahrungen mit bereits im Betrieb befindlichen natriumgekühlten Reaktoren und Natriumkreisläufen bestätigen, daß sich bei 550 °C im Kühlmittel Bedingungen einstellen, die eine Aufkühlung im Strukturwerkstoff herbeiführen können. Ein entsprechendes Verhalten wird auch für das Kernkraftwerk Kalkar erwartet. Zur Quantifizierung dieses Effektes werden in den Primär- und den Sekundärkreis dünnwandige Proben aus den Wärmetauscherrohren des Zwischenwärmetauschers eingebracht, die regelmäßig entnommen und auf die Veränderung ihres Kohlenstoffgehaltes geprüft werden.

Die fluenzabhängigen Bestrahlungsminderungsfaktoren für die zeitabhängige Ermüdung und für die Zeitstandfestigkeit werden durch neuere Ergebnisse bestätigt.

Für die Unterpulverschweißnaht in der Reaktor-Tankwand in Höhe der Oberkante der Brennelemente ergeben sich rechnerisch unter Bestrahlung im zu betrachtenden Zeithorizont Zeitstandfestigkeitswerte oberhalb der Auslegungswerte.

Die RSK nimmt die Ergebnisse der Werkstoffprogramme zustimmend zur Kenntnis.

3.6 Leckageerkennungssysteme des Primär-, Sekundär-, Tertiärkreislau

Der Leckageerkennung an den Hauptrohrleitungen dienen mehrere Systeme, nämlich die Temperaturanzeige am Bodenwarentiefpunkt (Bodenwannensignal), das Höhenstandesignal, das einem Natriumverlust von 4 m³ im Spiegelhaltungssystem des Primärsystems und 1,2 m³ in den Stoßtanks des Sekundärsystems entspricht, die Rauchmelder im inertisierten und im belüfteten Bereich, die auf Kurzschluß durch Natriumtropfen ansprechenden Perlenketten in den isolierten Bereichen der Primär-Rohrleitungen und die Aktivitätsmessungen.

Der Antragsteller hat eine Aufstellung über die mit den verschiedenen Leckage-Erkennungssystemen erkennbaren Leckkräften und die zugehörigen Öffnungsgrößen oder Längen durchgehender Risse vorgelegt.

Mit den sich ergänzenden Detektionseinrichtungen werden Leckagen ausreichend und zuverlässig erkannt.

Die im Bereich des Wasserdampfkreislaufs regelmäßig stattfindenden Inspektionsgänge sind nach allen Erfahrungen ebenfalls geeignet, möglicherweise hier auftretende Leckagen in den Rohrleitungen frühzeitig zu erkennen.

Die RSK hält die ihr beschriebenen Leckerkennungssysteme an den Hauptrohrleitungen für ausreichend und betont, daß sie den Perlenketten und Aktivitätsmessungen besondere Bedeutung im Hinblick auf die Überwachung der Integrität der Komponenten beimißt.

3.7 Betriebs- und Lebensdauerüberwachung, Schadensfrüherkennung, Wiederkehrende Prüfungen

Durch die Auswertung der Inbetriebnahme-Meßprogramme und der betriebsbegleitenden Messungen werden u. a. die Belastungen zur Kontrolle der für die Begrenzung der Werkstoffausnutzung getroffenen Festlegungen überprüft.

Bei der Inbetriebnahme und während des Betriebes werden Temperaturen der Kühlmittel und der Strukturen, Durchflüßmengen, Drücke, Druckdifferenzen, Füllstände, Schwingungen, Verformungen von Rohrbögen und Dehnungen und Verschiebungen von Rohrleitungen und Komponenten sowie Drehzahl und Drehmoment der Pumpen gemessen.

Insbesondere werden dabei der Reaktortank, Natrium-Haupt- und Nebensysteme und das Tertiärsystem überwacht. Die Lebensdauervorausagen werden abgesichert durch kontinuierliche Messungen von Belastungsparametern wie Temperaturen, Druck, Verschiebungen an etwa 300 Stellen der Komponenten in den Kreisläufen und Nebenanlagen. Außerdem werden Modellkörperversuche und ein Rohrbogen-Kriechermüdungsversuch durchgeführt.

Mit Hilfe der Schadensfrüherkennungssysteme werden auftretende Schädigungen in einem frühen Stadium erkannt. Die Lecküberwachung, der Brennelement-Schadensnachweis, die Aktivitätsüberwachung, die Natrium-Probenahme, das Wasserstoffnachweisystem im Dampferzeugerbereich sowie die Körperschall- und Schwingungsüberwachung sind Bestandteil der Schadensfrüherkennung.

Die RSK beabsichtigt, über die Festlegung von Art und Umfang kontinuierlicher Messungen nach Vorliegen der Erkenntnisse der Inbetriebnahmephase weiter zu beraten.

Bei den wiederkehrenden Prüfungen wird die Oberfläche der Reaktortankaußenwand, insbesondere in den Schweißnahtbereichen zwischen dem Auflageflansch für den Festdeckelring und dem Boden mit einer mechanisiert geführten Video-Kamera besichtigt. Dabei werden auch alle Stützenanschlüsse außer denen der Notkühlleitungen erfaßt. Bei Versuchen zur Erkennbarkeit von Oberflächensprünken konnten mit einem derartigen Prüfsystem Thermoschockrisse mit einer Klaffung von 0,1 mm noch erkannt werden.

Im Bereich des Schutzgasplenums werden oberhalb des abgesenkten Natriumspiegels folgende Bauteile zwischen Schild- und Reaktortank besichtigt:

- Natrium-Eintrittsleitungen
- Saugrohre des Brennelement-Schadensnachweisystems
- Außenschale des Schildtanks
- Innenseite des Schockmantels
- Unterseite des Festdeckelrings
- eine Natrium-Austrittsleitung
- Außenseite des Tauchplattenmantels

Innerhalb des Schildtanks werden folgende Bauteile der Sichtprüfung unterzogen:

- Innenschale des Schildtanks
- Saugrohre des Brennelement-Schadensnachweisystems
- Instrumentierungsplatte
- Innen- und Außenseite des Tauchplattenmantels
- Tauchplattenober- und -unterseite
- Unterer Teil der Tauchplattenaufhängungen
- Tauchplattenstempel
- Konvektionsunterbrechungsbleche

Im Bereich unter dem Natrium-Spiegel werden wichtige Einbauteile im Reaktortank mittels Ultraschall-Echolotung im Natrium abgetastet. Hiermit lassen sich z. B. Lagevermessungen der Gitterplatte, des Kernmantels, der Sicherungshülsen, der Gitterplattenverschraubung und des Gasblasenabscheiders durchführen.

Der Anlagenlieferer hat als Kriterium zur Auswahl der bei wiederkehrenden Prüfungen als repräsentativ zu inspizierenden Bereiche den Begriff der „höher beanspruchten Stellen“ aufgrund der rechnerischen Festigkeitsüberprüfung eingeführt. Von den hiernach als „höher belastet“ ausgewiesenen Bereichen sind an den Reaktortankbauwerken fünf Stellen und an der Reaktortankwand eine Stelle, und zwar am Stutzen, mit dem Formstück zur Durchführung der Saugleitung des Brennelementschadens-Überwachungssystems nicht prüfbar. Die betroffenen 5 Stellen an den Tankbauwerken dienen als Strömungsführung des Natriums oder als Schutz vor Thermoschock. Sie sind praktisch nur durch ihr Eigengewicht belastet. Die relevante Beanspruchung wird durch den Temperaturgradienten über die Wand bestimmt. Falls es wider Erwarten zu Ermüdungsansrissen käme, wäre die Bauteilfunktion nicht beeinträchtigt. Der lokale Bereich höherer Belastung an oben genanntem Formstück liegt im Grundwerkstoff und ist hinsichtlich seiner Beanspruchung mit prüfbaren Stellen im Natrium-Spiegelbereich zu vergleichen. Der Anlagenlieferer hält diese nicht prüfbare Stelle durch die wiederkehrenden Prüfungen an anderen repräsentativen Stellen für abgedeckt.

Der Anlagenlieferer hält generell aufgrund der ausreichenden Sicherheitsabstände ein Auftreten von Kriech- und Ermüdungsschäden für ausgeschlossen. Darüber hinaus wird der Grad der Werkstoffausnutzung fortlaufend durch die betriebsbegleitenden Meß- und Versuchsprogramme überwacht.

Die wiederkehrenden Prüfungen an den Rohrleitungen konzentrieren sich auf die Leckageerkennung. An den Rohrleitungen des Primär- und Sekundärsystems werden an einer ausreichenden Zahl repräsentativer Stellen in regelmäßigen Abständen Sichtprüfungen durchgeführt.

Die RSK nimmt die Informationen über die Art und den Umfang der wiederkehrenden Prüfungen und die Bestrebungen zur Weiterentwicklung der mechanisierten Systeme der zerstörungsfreien Prüfung, insbesondere der Ultraschallprüfsysteme, zustimmend zur Kenntnis. Sie sieht damit die von der RSK auf ihrer 158. Sitzung am 24. 9. 1980 gestellten Anforderungen als erfüllt an. Die vom Anlagenlieferer betriebene Weiterentwicklung der unter den besonderen Bedingungen der wiederkehrenden Prüfungen am SNR-300, wie der hohen Temperatur, der Strahlenbelastung, der Inertisierung, anwendbaren Ultraschallprüfung austenitischer Schweißnähte wertet sie als eine vor allem für den Betreiber nützliche Maßnahme.

Die RSK hat sich im Zusammenhang mit den Beratungen zu den wiederkehrenden Prüfungen auch mit den Einsatz- und Verwendungsmöglichkeiten von Fahrkabinen im Primärbereich des SNR-300 befaßt. Die Entscheidung über die Installation der Kabinen hängt von der sich entwickelnden Ortsdosisleistung ab. Erfahrungen mit anderen natriumgekühlten Anlagen weisen darauf hin, daß bei wiederkehrenden Prüfungen im Primärbereich des SNR-300 insgesamt ein sehr niedriger Strahlenpegel zu erwarten ist. Die RSK wird sich zu einem geeigneten Zeitpunkt nach Inbetriebnahme nochmals mit dieser Thematik befassen.

3.8 Instrumentierung zur Betriebs- und Lebensdauerüberwachung

Die betriebliche Instrumentierung wird eingesetzt zur

- Temperaturmessung
- Durchfluß-, Druck- und Druckdifferenzmessungen
- Füllstandsmessungen
- Drehzahl- und Drehmomentmessungen
- Schwingungsmessungen

Die aufgezeichneten Daten dienen zur Überwachung

- der Lebensdauer höher beanspruchter, sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten
- von Komponenten der Na-Hauptsysteme
- der Tertiärsysteme
- der Primär-Natrium-Nebenanlagen.

Durch die Instrumentierung wird gewährleistet, daß bereits während der Inbetriebnahme wesentliche Informationen zu den die Lebensdauer der mechanischen Komponenten beeinflussenden Anlagenfahrweisen gewonnen werden. Darüber hinaus wird durch Kalibrierungsmöglichkeiten sichergestellt, daß z. B. Temperaturmessungen an der Reaktor-Tankwand mit hoher Zuverlässigkeit wiederholbar sind. Für hoch beanspruchte Stellen ist ein besonders umfangreiches Meßprogramm vorgesehen. Im Rahmen der wiederkehrenden Prüfungen soll die Reaktor-tank-Außenwand mit Hilfe eines verfahrenen Inspektionsgerätes auf visuell erkennbare Veränderungen überwacht werden. Um eine Vergleichsmöglichkeit mit dem Sollzustand zu erhalten, wurde der gesamte prüfbare Bereich – dazu gehören auch die thermisch hochbelasteten Stellen – der Tankaußenwand fotografisch dokumentiert. Da dieses Verfahren allein jedoch nicht ausreicht, z. B. Kriechschädigungen am Tank in einem frühen Stadium anzuzeigen, werden vorlaufend zu den wiederkehrenden Prüfungen repräsentative Plattenversuche unter Simulation betrieblich zu erwartender Belastungen durchgeführt. Die RSK wurde über die vorgesehenen Funktionsnachweise des Tankaußenwand-Inspektionsgerätes, die u. a. am heißen Reaktortank vorgenommen werden sollen, informiert. Sie hält das Gerät für geeignet, die sicherheitstechnischen Anforderungen zu erfüllen und äußert keine Vorbehalte.

4 Trennung der Nachwärmeabfuhr-Redundanzen des Na-gekühlten Brennelement-Lagers

Eine vollständige Redundanztrennung der Nachwärmeabfuhrketten (NWA-Ketten) im Bereich des Na-Lager-Kühlsystems ist aufgrund der räumlichen Vorgaben nicht möglich. Der Hersteller hat daher zur Sicherstellung des erforderlichen Schutzes der Kreisläufe gegen eine Schadensausbreitung eine Reihe von Alternativmaßnahmen (z. B. Abweisbleche, Gehäuse, Spritzschutzelektroden) vorgesehen. Diesen Maßnahmen liegt die Analyse von Konsequenzen aus einer unvollständigen Na-Großleckage zugrunde, die als abdeckender Störfall betrachtet werden kann. Die umfangreichen Untersuchungen, insbesondere zu den Schutzmaßnahmen für die sicherheitstechnisch wesentlichen Bauteile und Komponenten, ergaben die Schlußfolgerung, daß die gewählten Alternativmaßnahmen die nicht vollständige räumliche Trennung der NWA-Ketten kompensieren.

Die RSK ist mit den vorgesehenen Ersatzmaßnahmen einverstanden und hält sie für ausreichend.

5 Strömungsverhalten des Natriums im Oberplenum des Reaktortanks

Die Untersuchungen zum Strömungsverhalten des Natriums wurden an einem 1/6-Tankmodell durchgeführt. Daraus hat der Hersteller eine Reihe von Maßnahmen zur Optimierung der Strömungsführung abgeleitet, wodurch erreicht werden konnte, daß der innere Ringraum bei Oberkante Kern kalt bleibt. Im äußeren Ringraum bildet sich dagegen eine Temperaturgrenzschicht in Höhe Oberkante Brennelemente aus, deren Position sich lastabhängig ändert. Die Auswirkungen der dadurch induzierten thermischen Wechselbeanspruchungen an der Reaktor-tankwand werden von der RSK im Zusammenhang mit den Festigkeitsnachweisen für den Reaktortank bewertet (siehe Abschnitt 3.3 „Festigkeitsnachweise“).

Weiterhin hat sich die RSK davon überzeugt, daß die für Temperaturmessungen im Reaktortank installierten Meßlanzen nicht zu unzulässigen Rückwirkungen auf das Strömungsverhalten des Natriums führen. Die RSK äußert hinsichtlich der durch die Optimierungsmaßnahmen veränderten Strömungsführung keine sicherheitstechnischen Bedenken.

6 Auslegung des Reaktorkerns Mark-1a

Die Auslegung des Reaktorkerns Mark-1a wurde vom Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) aus neutronenphysikalischer Sicht bewertet. Die Untersuchungen bestätigen, daß die vom

Hersteller eingesetzten nuklearen Basisdaten und Methoden sowie die verwendeten Rechenprogramme dem Stand der Wissenschaft und Technik entsprechen. Eine Überprüfung der Basisdaten (Geometrie, Materialzusammensetzung) in den Rechnungen von KfK und Hersteller zeigt eine gute Übereinstimmung.

Mögliche Unsicherheiten in der Vorhersage der kritischen Masse des Mark-1a-Kerns hat der Hersteller durch die Zahl der Na-Blindelemente (6 ± 6) mit $\pm 1,9\%$ in k_{eff} ausreichend abgedeckt. Die vom Kernforschungszentrum Karlsruhe für die Betriebszustände „Vollast“ und „Handhabungszustand“ ermittelten Werte für die Kritikalität stimmen mit den Ergebnissen des Herstellers zufriedenstellend überein. Die berechneten Kritikalitätswerte lassen in Übereinstimmung mit den Herstellerangaben darauf schließen, daß der Mark-1a-Kern mit weniger als 193 Brennelemente die für Leistungsbetrieb und Abbrand notwendige Überschubreaktivität zu Beginn des ersten Abbrandzyklus erreichen wird.

Die Überprüfung der Reaktivitätskoeffizienten wie Doppler-, Kühlmittelverlust- und Dichtekoeffizienten sowie die Nachrechnung der kinetischen Parameter des Mark-1a-Kerns zeigt, daß der Hersteller diese sicherheitstechnischen Koeffizienten und Parameter mit ausreichender Sorgfalt bestimmt hat. Die Nachrechnungen bestätigen die für die Sicherheit des Reaktors wichtigen Aussagen, daß der Leistungskoeffizient für die untersuchten Betriebszustände negativ ist und daß die prompte Reaktivitätsrückwirkung (durch den Dopplerkoeffizienten) ebenfalls negativ ist.

Unter Heranziehen experimenteller Erfahrung wird bestätigt, daß das Regeltrimm-Erstabschaltssystem alle Reaktivitätsanforderungen erfüllt. Die Reaktivitätsanforderungen an das Zweitabschaltssystem werden bei einer Beladung des Mark-1a-Kerns mit 187 Brenn- und 12 Na-Blindelementen sowie einer vom Hersteller im September 1985 vorgeschlagenen Einsatzplanung der Na-Blindelemente ebenfalls erfüllt.

Die RSK geht davon aus, daß Messungen der Reaktivitätswerte des Regeltrimm-Erstabschalt- und des Zweitabschaltsystems während der Inbetriebnahme und vor Beginn eines jeden Abbrandzyklus des Mark-1a-Kerns durchgeführt und mit zugehörigen vorausberechneten Werten verglichen werden, um sicherzustellen, daß die Reaktivitätsanforderungen an beide Abschaltssysteme erfüllt sind.

Die Überprüfung der vom Hersteller angegebenen Nuklid- und Aktivitätsinventare für den Leistungsbetrieb während der ersten drei Abbrandzyklen ergab, daß die vom Hersteller eingesetzten Methoden und Rechenverfahren dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Nachrechnungen ergaben, daß die mit der Leistungsverteilung des Mark-1a-Kerns korrelierten Größen, insbesondere die maximale Stablängenleistung, für den Beginn des ersten Abbrandzyklus vom Hersteller sorgfältig und zuverlässig bestimmt wurden.

Eingehende Untersuchungen zur thermohydraulischen und mechanisch-festigkeitsmäßigen Auslegung des Mark-1a-Kerns durch die Sachverständigen haben gezeigt, daß die dabei angewandten Methoden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Die Begutachtung der dem Genehmigungsverfahren zugrunde gelegten Kernkonfiguration des Mark-1a-Kerns ergab hinsichtlich der zu erwartenden thermohydraulischen und mechanisch-festigkeitsmäßigen Belastungen und der Einhaltung der Auslegungsgrenzen keine sicherheitstechnisch relevanten Beanstandungen. Die RSK geht davon aus, daß dies in gleicher Art und Weise für die im Rahmen des Inbetriebnahme-programmas letztendlich sich ergebende Kernkonfiguration des Mark-1a-Kerns zutrifft.

Die RSK hat keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen die Auslegung des Reaktorkerns Mark-1a.

7 Nachzerfallsleistung für den Reaktorkern Mark-1a

Die vom Hersteller aufgrund geänderter nuklearer und projekt-spezifischer Daten neu berechnete Nachzerfallsleistung für den Reaktorkern Mark-1a ist durch Nachrechnungen des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK), bei denen verschiedene Rechenmodelle zur Anwendung kamen, bestätigt worden. Unsicherheiten, die sich in erster Linie aus den nuklid-spezifischen Daten der Spaltprodukte ergeben, sind in Rechnung gestellt worden. Der empfohlene Sicherheitszuschlag bestätigt die bereits in der 94. Sitzung getroffene Aussage (BANZ-Nr. 149 vom 14. 8. 1975). Die Rechenergebnisse bestätigen die Aussagen im Sicherheitsgutachten 11.1 für den Mark-1a-Kern mit LWR-Plutonium.

Die RSK erhebt keine Bedenken gegen die angewandten Berechnungsverfahren für die Nachzerfallsleistung.

8 Bewertung neuerer wissenschaftlicher Erkenntnisse zum Bethe-Tait-Störfall im Hinblick auf den SNR-300

Die RSK hat im Rahmen der Beratungen zur Inbetriebnahme des SNR-300 ihre im Zusammenhang mit der Erteilung der 5. Teilerrichtungsgenehmigung vorgenommene Bewertung des hypothetischen Kernzerlegungsstörfalles (sog. Bethe-Tait-Störfall) überprüft (s. 177 RSK Sitzung am 23. 6. 1982, BANZ-Nr. 211 vom 11. 11. 1982). Sie wurde dazu über die seit 1962 vorliegenden neueren wissenschaftlichen Erkenntnisse und Entwicklungen informiert. Demnach kann zusammenfassend festgestellt werden, daß die zur Nachbildung des Störfallablaufs im Genehmigungsverfahren gewählte Vorgehensweise nach wie vor dem wissenschaftlichen Stand entspricht und es keine Hinweise darauf gibt, daß die daraus abgeleiteten Schlußfolgerungen revidiert werden müßten.

Die RSK stellt fest, daß die neuen wissenschaftlichen Erkenntnisse zu einer Neubewertung des Bethe-Tait-Störfalles für das Kernkraftwerk Kalkar keinen Anlaß geben.

9 Elektrische Einrichtungen des Sicherheitssystems

9.1 Ausführung der redundanten Stränge und Redundanzgruppen

Die Grundstruktur der sicherheitstechnisch wichtigen elektrischen Einrichtungen des Kernkraftwerkes Kalkar ergibt sich aus der Verbindung von drei Notstromsträngen mit acht leittechnischen Redundanzgruppen und den elektrischen Anlagen von fünf Nachwärmeabfuhrsträngen.

Die einzelnen redundanten Stränge und Redundanzgruppen sind weitgehend voneinander räumlich getrennt. Wo durch die unterschiedliche Strängigkeit der elektrischen Einrichtungen oder durch bauliche Gegebenheiten eine ausreichende räumliche Trennung nicht vorhanden ist, sind Ersatzmaßnahmen ausgeführt bzw. vorgesehen.

Der Sachverständige hat die Trennung der redundanten Stränge und Redundanzgruppen und die Ersatzmaßnahmen geprüft. Dabei ist er von dem Schutzziel ausgegangen, daß durch einen zu berücksichtigenden Fehler (z. B. durch Brand, schlagende Rohrleitung, Na-Leckage) nicht mehr als ein Nachwärmeabfuhrstrang ausfallen darf und daß erforderliche Schutzaktionen nicht verhindert werden dürfen. Der Sachverständige stellt in seinem Gutachten zur Trennung der Redundanten fest, daß bei Erfüllung der Gutachtenbedingungen das vorstehende Schutzziel erfüllt wird und die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist.

Im Rahmen der Inbetriebnahmeversuche wird nachgewiesen, daß durch Störungen keine unzulässigen redundanzübergreifenden Auswirkungen im Sinne der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke auftreten. Die RSK geht davon aus, daß dieser Nachweis erbracht wird.

9.2 Abschalteneinrichtungen

Die RSK hat auf Grund der bereits vorliegenden Prüfergebnisse keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme der zwei Abschaltensysteme.

9.3 Sicherheitssystem-Leittechnik

Die RSK hat auf Grund der vorgelegten Unterlagen und der vorliegenden Ergebnisse der Abnahme- und Funktionsprüfungen keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme der Sicherheitssystem-Leittechnik. Dabei geht die RSK davon aus, daß die noch ausstehenden Inbetriebnahmeprüfungen erfolgreich abgeschlossen werden.

9.4 Meßsystem für verzögerte Neutronen (DND-System)

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme des DND-Systems.

Nach Abschluß der Kalibrierung des DND-Systems bittet die RSK, die Ergebnisse vorzulegen.

9.5 Elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems

Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß im Rahmen der Notstromversuche die Sicherheitsreserven bei der Notstromversorgung der Gleich- und Wechselspannungsverbraucher ermittelt werden, und sie geht davon aus, daß diese Sicherheitsreserven ausreichend sind.

Für die Batterianlagen wird im Rahmen der Inbetriebnahmeprüfungen nachgewiesen, daß nennenswerte Teilladungen beim bestimmungsgemäßen Betrieb nicht auftreten.

Weiterhin wird im Rahmen der Notstromversuche nachgewiesen, daß der Betrieb einer der drei Dieselnotstromerzeugungsanlagen ausreicht, um die notwendigen Sicherheitsfunktionen einzuleiten und für die vorgesehene Dauer auszuführen.

9.6 Blitzschutz

Das Konzept des Blitzschutzes für das Kernkraftwerk Kalkar entspricht dem bei neuen Kraftwerken mit Druckwasserreaktoren.

9.7 Störfallfestigkeit von Sicherheitseinrichtungen

Die Beratung der Störfallfestigkeit elektrischer Sicherheitseinrichtungen ergab keine Bedenken der RSK.

10 Reaktorbetrieb

10.1 Inbetriebnahmeprogramm

Im Rahmen der nuklearen Prüfungen und des Betriebs der Nullleistung sind verschiedene Programmschritte vorgesehen. Sie haben zum Ziel

- Aufbau des Reaktorkerns Mark-1a mit den Zwischenschritten „kleinster kritischer Kern“ und „Überschußbelastung“
- Kalibrierung der Abschalteneinrichtungen
- Bestimmung des (isothermen) Temperaturkoeffizienten und des Durchflußkoeffizienten.

Gleichzeitig erfolgen Messungen von Dosisleistungswerten in der Anlage und eine kontinuierliche, bilanzierende Aktivitätsüberwachung über den Fortluftkamin.

Der Aufbau des Reaktorkerns und die Durchführung der Versuche bei Nullastbetrieb erfolgen bereits unter den Randbedingungen, daß die erforderlichen Sicherheitseinrichtungen den gestellten Betriebs- und Sicherheitsanforderungen genügen.

Die RSK befaßte sich mit den bisherigen Ergebnissen der Vorbetriebsprüfungen und Systembetriebsversuchen, mit dem Rahmenprogramm und den vorgesehenen Versuchen. Sie geht davon aus, daß die für die einzelnen Programmschritte benötigten sicherheitstechnischen Hilfseinrichtungen geprüft und funktionsbereit zur Verfügung stehen werden.

Soweit spezielle Versuche zur Absicherung des reaktordynamischen und thermohydraulischen Verhaltens des Reaktors erforderlich sind, kam die RSK zu der Auffassung, daß das vorgesehene Versuchsprogramm für diese Fragen geeignet ist.

Zur Gewährleistung, daß der Nullastbereich nicht überschritten wird, werden spezielle sicherheitstechnisch wichtige Grenzwerte und Fahrweisen festgelegt. Nach Auffassung der RSK werden differenzierte und hinreichend konservative Festlegungen getroffen.

10.2 Betriebsanhandbuch und Betriebsanordnungen

Nach Ausführungen der Antragsteller liegt die für die Inbetriebnahme gültige Fassung des Betriebsanhandbuchs zur Begutachtung vor. Teile wurden bereits in der derzeitigen vor-nuklearen Phase eingeführt und benutzt. Das vorgesehene Betriebsanhandbuch berücksichtigt die Anforderungen der KTA Regel 1201 (Fassung 3/81). Neuere Überlegungen zur Gestaltung von Betriebsanhandbüchern aus ergonomischer Sicht sind eingearbeitet. Spezielle Anweisungen im Betriebsanhandbuch werden den Erfahrungen aus der Inbetriebnahmephase angepaßt.

Die RSK befaßte sich weiterhin mit der für die nukleare Inbetriebnahmephase gültigen personellen Betriebsorganisation und den Betriebsanordnungen. Betriebsorganisation und Betriebsanordnungen entsprechen weitgehend den für die Inbetriebnahme heutiger LWR-Anlagen praktizierten Regelungen. Abweichend von der heute üblichen Praxis wird schon in der Inbetriebnahmephase die Betriebsgenehmigung zum SNR-300 dem späteren Betreiber SBK als alleinigen Genehmigungsinhaber erteilt. Diese Besonderheit wird in der personellen Betriebsorganisation und in den Betriebsanordnungen berücksichtigt.

10.3 Fachkunde des verantwortlichen Personals

Die RSK hat sich mit der Fachkunde des leitenden Personals befaßt und hat sich über die einzelnen Ausbildungsmaßnahmen zur Erreichung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals informiert. Diese Maßnahmen umfassen z. B. eine anlagenspezifische Ausbildung, eine Schulung am Simulator und in anderen Anlagen.

Die RSK geht aufgrund der ihr vorgelegten Informationen davon aus, daß der Nachweis der Fachkunde des vorgesehenen verantwortlichen Schichtpersonals rechtzeitig vor der erstmaligen Aufnahme eigenverantwortlicher Tätigkeit gemäß einschlägiger BML-Richtlinie erbracht werden wird.

Aus Sicht der RSK bestehen gegen das Ausbildungskonzept für das verantwortliche Schichtpersonal im Hinblick auf die unmittelbar zukünftige Phase der Inbetriebnahme der Anlage (Nulllastbetrieb) keine Bedenken.

Die bisherigen praktischen Erfahrungen mit dem nuklearen Betrieb von Kernkraftwerken des für die Inbetriebnahme vorgesehenen verantwortlichen Schichtpersonals sind unterschiedlich.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß von seiten SBK ermöglicht wurde, Personal auch an in Betrieb befindlichen Anlagen mit schnellem Brutreaktor (z. B. KNK, Superphenix) zu schulen. In Einzelfällen empfiehlt die RSK darüber hinaus eine Tätigkeit als Reaktorfahrer im SNR-300 während der nuklearen Inbetriebnahme.

10.4 Sicherheitsbeirat

Die Genehmigungsbehörde des Landes informiert die RSK, daß ein Sicherheitsbeirat eingerichtet werden soll.

11 Stellungnahme des Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK

Der Ausschuss „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK hat sich bei seinen Beratungen am

1./ 2. Oktober 1985 (am Standort)

31. Oktober 1985

16. Dezember 1985

mit den Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb des Kernkraftwerkes Kalkar befaßt.

Anläßlich der Beratungen wurde eine Besichtigung der Anlage durchgeführt, die es dem Ausschuss ermöglichte, sich ein Bild von den räumlichen Verhältnissen und den technischen Einrichtungen in der Anlage zu machen. Die Beratungen ergaben im einzelnen folgende Ergebnisse:

11.1 Strahlenschutz des Personals

Im Rahmen der Beratungen zum radiologischen Arbeitsschutz hat sich der Ausschuss über Maßnahmen und Gegebenheiten in der Anlage informiert.

Aufgrund seiner Beratungen kommt der Ausschuss zu dem Ergebnis, daß die getroffenen konstruktiven Maßnahmen den Anforderungen an den radiologischen Arbeitsschutz genügen und daß die Forderungen der „Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge“ des Bundesministers des Innern, soweit diese auf das Kernkraftwerk Kalkar übertragbar sind, erfüllt sind.

Zur Beurteilung der vorgesehenen organisatorischen Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes wurden dem Ausschuss die

– Instandhaltungsordnung sowie die

– Strahlenschutzordnung

vorgelegt.

Der Ausschuss stimmt den in diesen Ordnungen beschriebenen Einrichtungen und organisatorischen Regelungen zu. Hinsichtlich der Strahlenschutzordnung weist der Ausschuss darauf hin, daß Schichtleiter, die zeitweilig Aufgaben eines Strahlenschutzbeauftragten übernehmen müssen, als Strahlenschutzbeauftragte gemäß § 29 Abs. 3 StrlSchV schriftlich zu bestellen sind.

Die zu erwartenden Jahreskollektivdosen bei wiederkehrenden Prüfungen im Bereich der Primärzellen betragen nach Schätzungen des Antragstellers $1,5 \cdot 10^{-2}$ bis $0,15$ manSv. Für die Gesamtanlage werden $0,25$ manSv pro Jahr erwartet. Diese Werte wurden unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen bereits in Betrieb befindlichen natriumgekühlten Reaktoren ermittelt.

Die Entscheidung über die Verwendung von Fahrkabinen in der Primärzelle wird vom Antragsteller von den Meßergebnissen während des Betriebs der Anlage und den damit zu erwartenden Ortsdosisleistungen im Einsatzbereich abhängig gemacht. Der Ausschuss hat keine Einwände gegen dieses Konzept. Die Einsatzmöglichkeit der Fahrkabinen wurde getestet (siehe Abschnitt 3.7).

Die vorgesehenen Maßnahmen zur Kreislauf-, Raumluft-, Ortsdosisleistung- und Personenüberwachung entsprechen den zu stellenden Anforderungen.

11.2 Strahlenexposition in Kraftwerks Umgebung

11.2.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb

Vom Gutachter wurden für die Betriebsgenehmigung die nachfolgend genannten Maximalwerte für die jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem Kernkraftwerk Kalkar empfohlen:

Ableitung mit Luft:

– Radioaktive Gase, : $9,3 \cdot 10^{11}$ Bq
davon Ar-41 : $1,9 \cdot 10^{11}$ Bq

– Radioaktive Aerosole : $6,0 \cdot 10^8$ Bq
ohne Jod mit Halbwertszeit : $1,4 \cdot 10^8$ Bq
von mehr als 8 Tagen : $1,4 \cdot 10^8$ Bq

– J-131 : $1,4 \cdot 10^8$ Bq

Ableitung mit Wasser:

– Nuklidgemisch ohne Tritium : $9,3 \cdot 10^{10}$ Bq

– Tritium : $3,7 \cdot 10^{12}$ Bq

Bei der Berechnung der potentiellen Strahlenexposition in der Umgebung des Kernkraftwerkes Kalkar ging der Gutachter von den o. g. empfohlenen Werten aus. Die Rechnungen wurden gemäß den Vorschriften der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer“ durchgeführt. Im Rahmen dieser Berechnungen wurde auch der Einfluß des Kühlturms auf die trockene und nasse Ablagerung von Jod und Aerosolen untersucht.

Neben den gemäß „Allgemeiner Berechnungsgrundlage“ zu berücksichtigenden Expositionspfaden wurden zusätzlich Betrachtungen der standortspezifischen Expositionspfade „Überflutung“ und „Spüllfeld“ in die Berechnungen einbezogen.

Es ergaben sich folgende jährliche Ganzkörperdosen:

- Durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft
Durch die Ableitung radioaktiver Stoffe über den Fortluftkamin ergibt sich für den Erwachsenen am kritischen Aufpunkt eine potentielle Strahlenexposition entsprechend einer Ganzkörperdosis von etwa 10 μSv pro Jahr.
- Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser
Durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser ergibt sich für den Erwachsenen eine potentielle Strahlenexposition entsprechend einer Ganzkörperdosis von 80 μSv pro Jahr. Die aus der Vorbelastung des Vorfluters unter Einbeziehung ausländischer Einleiter am Standort resultierende potentielle Strahlenexposition wurde zu 100 μSv pro Jahr abgeschätzt.

Der Ausschuß hat die vom Gutachter durchgeführten Berechnungen zur Strahlenexposition in der Umgebung und die dabei getroffenen Annahmen beraten. Er stellt fest, daß auch unter Berücksichtigung der Vorbelastung die Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV deutlich unterschritten werden.

Der Beitrag durch Direktstrahlung am hierfür ungünstigsten Aufpunkt beträgt ca. 3 μSv pro Jahr; damit ist auch der Dosisgrenzwert des § 44 StrlSchV sicher eingehalten.

11.2.2 Storfälle

Die Berechnungen der Strahlenexposition in der Umgebung für die zu unterstellenden Storfälle wurden vom Gutachter vorgestellt und erläutert.

Die Betrachtung der Storfälle erfolgte in sinngemäßer Anwendung der Storfalleitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV sowie unter Berücksichtigung der Vorschriften der Storfalloberechnungsgrundlagen.

Die errechneten potentiellen Ganzkörper- und Teilkörperdosen, die aus der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei den Auslegungstorfällen resultieren, unterschreiten weit die Storfalloberechnungswerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV.

11.2.3 Emissions- und Immissionsüberwachung

Bezüglich der Immissionsüberwachung wurde dem Ausschuß das Umgebungsüberwachungsprogramm vorgelegt, das der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“ genügt.

Zur Erfassung meteorologischer Einflußgrößen am Standort ist die Errichtung eines Doppler-SODAR-Gerätes vorgesehen. In Ergänzung dazu wird auf dem Gelände ein 25 m hoher Meßmast zur Erfassung der bodennahen Ausbreitungsbedingungen errichtet. Der Ausschuß hat keine Einwände gegen die meteorologische Instrumentierung. Die für die Erfassung von Windrichtung und Windgeschwindigkeit vorgesehene Maximalhöhe von 120 m entspricht nach Ansicht des Ausschusses nicht den Erfordernissen, die meteorologischen Einflußgrößen in der für die Ausbreitung relevanten Höhe bestimmen zu können. Er schlägt vor, die Meßhöhe des Doppler-SODAR bis in den Bereich um 200 m auszuweiten.

Die Messung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und mit dem Abwasser erfolgt gemäß den KTA-Regeln 1503.1 und 1504.

Der Ausschuß hält mit der vorgesehenen Instrumentierung die Forderungen des § 46 Abs. 1 StrlSchV nach Überwachung der radioaktiven Ableitungen für erfüllt.

11.3 Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen und Storfällen

Bezüglich der im § 38 der StrlSchV geforderten Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Storfällen wurde dem Ausschuß die

- Alarmordnung

vorgelegt. Den darin beschriebenen Einrichtungen, Hilfsmitteln und organisatorischen Maßnahmen stimmt der Ausschuß zu.

12 Zusammenfassende Bewertung

Die RSK stellt zusammenfassend fest, daß aus ihrer Sicht und aus Sicht der SSK keine sicherheitstechnischen Einwände gegen die Inbetriebnahme des Reaktors (Beladen mit Brennelementen und Durchführung der Nulleistungsversuche) bestehen.

210. Sitzung am 19.3.1986

Banz. Nr. 200 vom 25.10.1986

**Sicherheitskonzept der Brennelementfabrik
der NUKEM GmbH/HOBEG mbH, Gebäude 4a/4b**

Die Firmen NUKEM GmbH und HOBEG mbH haben am 17. Dezember 1975 beim Hessischen Minister für Wirtschaft und Technik (HMWT) einen Antrag auf Erteilung einer Genehmigung nach § 7 Atomgesetz (AtG) zur Errichtung und zum Betrieb der Fertigungsanlagen für HTR-Brennelemente auf dem Nukleargelände in Hanau-Wolfgang gestellt. Für den Betrieb der Anlagen, der seit 1973 erfolgt, liegt eine Genehmigung zum Umgang mit Kernbrennstoffen gemäß § 9 Atomgesetz vor.

In den Gebäuden 4a und 4b werden kugelförmige Brennelemente für Hochtemperaturreaktoren gefertigt und geprüft sowie Arbeiten für die Weiterentwicklung der Brennelemente durchgeführt.

Zur Herstellung der Brennelemente werden benötigt:

- Partikel, die durch Beschichtung sogenannter Brennstoffkerne mit pyrolytisch abgeschiedenem Kohlenstoff bzw. Siliziumcarbid hergestellt werden. Die Brennstoffkerne selbst werden von NUKEM GmbH geliefert.
- Matrixgraphit, der aus Graphitpulver hergestellt wird.

Ausgangsprodukte der Schwermetalle sind der Kernbrennstoff in Form des angereicherten Urans und das Thorium in natürlicher Isotopenzusammensetzung. Sie liegen als Uranoxid, Thoriumoxid oder Uran-Thorium-Mischoxid vor. Für Laborarbeiten werden in geringen Mengen auch andere chemische Verbindungen verwendet. Die Verarbeitung von wiederaufgearbeitetem Uran ist vorgesehen.

Zum Einsatz sollen antragsgemäß kommen

- angereichertes Uran mit einem U-235-Gehalt unter 20%,
- angereichertes Uran mit einem U-235-Gehalt von 20-94%, welches mit Thorium chemisch verbunden ist, z. B. als Mischkristall, und damit so verdünnt ist, daß insgesamt in dem mit Thorium verdünnten Uran der U-235-Gewichtsanteil ebenfalls unter 20% liegt,
- angereichertes Uran mit einem U-235-Gehalt von 20 bis 94% in reiner Form oder mit Thorium in beliebigen Mengenverhältnissen verdünnt,
- für Entwicklungszwecke abgereichertes Uran und natürliches Uran und Thorium.

Folgende Mengenbegrenzungen sind vorgesehen

- natürliches und angereichertes Uran: 500 kg U-235,
- angereichertes Uran mit einem U-235-Gehalt von 20-94% für die Entwicklung, das als unverdünntes Uran vorliegt oder mit Thorium verdünnt ist: 5 kg U-235,
- abgereichertes Uran: 500 kg,
- Thorium, das mit Uran verbunden ist: 5500 kg,
- Thorium, das nicht mit Uran verbunden ist: 1000 kg.

Das Gebäude 4a umfaßt 2 Entwicklungslabors und 1 Kontrolllabor sowie Büroräume.

Im Produktionsgebäude 4b sind die für die Herstellung der Brennelemente für Hochtemperaturreaktoren notwendigen Betriebsanlagen, die Anlagen zur Versorgung mit elektrischer Energie, Kühlwasser und Druckluft, die Material- und Ersatzteillageräume sowie die erforderlichen Sozialräume untergebracht.

Der RSK-Ausschuß BRENNSTOFFVERARBEITUNG UND -LAGERUNG hat auf seiner

14. Sitzung am 14. 06. 1985

15. Sitzung am 26. 08. 1985

16. Sitzung am 17. 03. 1986,

der SSK-Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ (SKA) auf seiner

72. Sitzung am 11. 06. 1985

73. Sitzung am 27. 08. 1985

77. Sitzung am 16. 12. 1985,

die RSK auf ihrer

204. Sitzung am 19. 06. 1985

210. Sitzung am 19. 03. 1986

über konzeptrelevante Fragen im Rahmen des Genehmigungsantrags nach § 7 AtG beraten.

Zu den abschließenden Beratungen lagen der Sicherheitsbericht des Antragstellers sowie das Konzeptgutachten des TÜV Bayern vor.

Im einzelnen erbrachten die Beratungen folgende Ergebnisse:

Beurteilung des sicherheitstechnischen Konzepts

Dem Anlagenkonzept wurden neben der Strahlenschutzverordnung (StrSchV) einschlägige Vorschriften und Richtlinien zugrunde gelegt. Darüber hinaus wurden die Sicherheitskriterien des Bundesministers des Innern (BMI), die kerntechnischen Regeln und Richtlinien - soweit diese auf die Anlagen der Firma HOBEG anwendbar sind - herangezogen.

Die Kritikalitätsauslegung der HOBEG entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Das dort formulierte Störfallprinzip gemäß DIN 25 403 ist durchgehend berücksichtigt.

Größere Uranmengen werden in sicherer Geometrie verarbeitet oder gelagert, z. B. im Uran-/Thorium-Lager, bei dessen Behältern der sichere Durchmesser eingehalten ist. Dadurch können sie zu Zylindern unbegrenzter Länge aneinandergelegt werden.

Bei Arbeiten mit kleinen U-Massen wird die sichere Masse eingehalten, z. B. beim Brennelementpressen sowie bei allen Entwicklungs- und Kontrollarbeiten. Der Sicherheitsfaktor beträgt 0,45, wodurch versehentliche Massenverdopplung abgedeckt ist.

Die Auslegung der Lüftungsanlagen ist wesentlich dadurch bestimmt, daß ab einer bestimmten Stelle im Prozeßablauf die beschichteten Brennstoff-Partikel auf Grund ihrer physikalisch-chemischen Eigenschaften wie umschlossene radioaktive Stoffe behandelt werden. Das bedeutet insbesondere, daß hier keine aufwendigen luftungstechnischen Einrichtungen zur Kontrolle der Raumabluft mehr vorgesehen werden. Statt dessen wird lediglich eine Überprüfung der Oberflächenkontamination vorgenommen, um Aktivitätsverschleppungen zu vermeiden.

Dieses Vorgehen erscheint der RSK angemessen und sicherheitstechnisch akzeptabel.

Sie empfiehlt jedoch, an Stellen, an denen das Auftreten lufttragener Aktivität nicht auszuschließen ist, z. B. in den Kontroll- und Entwicklungslabors, eine Filterung in den entsprechenden Lüftungsanlagen vorzusehen.

Die gutachterliche Überprüfung daß die Eignung der Einrichtungen zur Abgasreinigung nach Meinung der RSK hinreichend nachgewiesen.

Die RSK weist darauf hin, daß schon in der Konzeptphase durch Auslegung und Platzierung der Filteranlagen deren quantitative Vor-Ort-Prüfbarkeit sichergestellt werden muß.

Die Entstehungsmöglichkeit und das Ausmaß eines Brandes werden u. a. durch Verwendung nichtbrennbarer bzw. schwer entflammbarer Baumaterialien und Betriebsmittel, Begrenzung der brennbaren Betriebsmittel in den Gebäuden auf das für den Betrieb unbedingt notwendige Maß und Begrenzung von Bränden auf Raumbereiche durch bauliche Maßnahmen (Brandabschnitte) vermindert. Die Auswirkungen werden durch rasche Detektierung und Lokalisierung von Bränden durch Erkennungseinrichtungen sowie rasche und wirksame Bekämpfung von Bränden mit Löscheinrichtungen und geeigneten Löschmitteln begrenzt.

Die Gebäude können mit schweren Löscheräten erreicht werden, so daß Brandbekämpfungsmöglichkeiten von allen Seiten gewährleistet sind.

Die leittechnischen Einrichtungen umfassen die prozeßzugeordneten Meß-, Steuer- und Regeleinrichtungen (Prozeßleittechnik), die Strahlenschutzmaßnahmen sowie Kommunikationseinrichtungen. Die Anforderungen an die leittechnischen Einrichtungen resultieren aus den sicherheitstechnischen Auslegungsgrundsätzen. Sie genügen nach Ansicht der RSK den Erfordernissen.

Störfälle

Von den gemäß „Sicherheitsanforderungen für die Herstellung von Uran-Brennelementen für Hochtemperatur- und Forschungsreaktoren“ zu betrachtenden betrieblichen Störfällen wurden vom Gutachter in Anlehnung an die Störfalleitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV folgende Ereignisse als radiologisch repräsentativ erachtet:

- Absturz von Lasten
- Brand in der Anlage
- Explosion in der Fertigungsanlage
- Kritikalität
- Auslaufen von Pulver und Flüssigkeiten
- Erdbeben

Die radiologischen Berechnungen des Gutachters für das Ereignis „Erdbeben“ decken hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung sonstige Einwirkungen von außen auf die Anlage ausgeprägt pessimistisch ab.

Die RSK stimmt der Auswahl der zu betrachtenden Störfälle und der vom Gutachter gewählten Vorgehensweise zur rechnerischen Ermittlung der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung zu.

Die Ergebnisse der gutachterlichen Rechnungen zeigen, daß auch bei Berücksichtigung des Expositionspfades Ingestion die Planungsrichtwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV in der Umgebung der Anlage eingehalten werden. Dies gilt auch bei Verwendung von Dosisfaktoren nach ICRP 30.

Auf Anregung der RSK hat der Antragsteller technische Maßnahmen zur Verhinderung einer Raumexplosion infolge einer Leckage an einem Beschichtungs-ofen getroffen. Diese wurden vom Gutachter als geeignet und ausreichend zuverlässig qualifiziert.

Die Ereignisse „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ werden wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit nicht als Auslegungstörfälle behandelt und dem Restrisiko zugeordnet. Die RSK hat keine Bedenken gegen diese Zuordnung.

Strahlenschutz

Der SSK-Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ hat sich mit den konzeptrelevanten Strahlenschutzfragen bezüglich des Neubaus und der Umrüstung der Brennelementfabrik HOBEG in Hanau-Wolfgang befaßt und nimmt dazu wie folgt Stellung:

Strahlensexposition in der Umgebung der Brennelementherstellungsanlage HOBEG Bestimmungsgemäßer Betrieb

Die potentielle Strahlensexposition in der Umgebung der Anlage wurde auf der Basis der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlensexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässern“ sowie unter Berücksichtigung standortspezifischer Daten unter Zugrundelegung der Antragswerte der Firma HOBEG für die jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft berechnet.

Bei der Berechnung der Vorbelastung wurden die Emissionen der ebenfalls auf dem Nukleargelände Hanau-Wolfgang gelegenen Nuklearanlagen sowie weiterer Emittenten, die zur Strahlensexposition am Standort beitragen können, zugrunde gelegt. Außerdem wurde der Beitrag durch den bereits erfolgten mehrjährigen Betrieb der Anlagen am Standort und die daraus resultierende Anreicherung radioaktiver Stoffe im Boden berücksichtigt.

Radioaktiv kontaminierte Abwässer der Firma HOBEG werden zur Abwasseraufbereitung zur Firma NUKEM transportiert. Eine direkte Abgabe radioaktiver Abwässer an die Umgebung durch die Firma HOBEG erfolgt nicht.

Der Ausschuß SKA hat die vom Sachverständigen durchgeführten Rechnungen beraten und sich davon überzeugt, daß die in § 45 StrlSchV genannten Grenzwerte eingehalten werden. Dies gilt auch bei Verwendung von Dosisfaktoren nach ICRP 30.

Strahlenschutz des Personals

Der Ausschuß SKA hat sich im Rahmen der Beratung zum Strahlenschutz des Personals mit den konzeptrelevanten Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes in der Anlage HOBEG befaßt. Insbesondere hat er geprüft, daß bezüglich der nachfolgend genannten konzeptrelevanten Punkte die an den Strahlenschutz zu stellenden Forderungen eingehalten werden:

- Einteilung in Strahlenschutzbereiche
- Zugangskonzept für Strahlenschutzbereiche
- Kontaminationsüberwachung
- Maßnahmen zur Einhaltung der Forderungen der §§ 52 und 54 StrlSchV.

Er hat sich davon überzeugt, daß durch die getroffenen Maßnahmen zum Strahlenschutz des Personals die Forderungen der §§ 49, 52 und 54 StrlSchV eingehalten werden können.

Zusammenfassung

Insgesamt hat die RSK keine sicherheits- und strahlenschutztechnischen Einwände gegen das Sicherheitskonzept der Anlage der NUKEM/HOBEG. Sie stellt fest, daß die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist oder getroffen werden wird. Vom Gutachter ausgesprochene Auflagenvorschläge sind im Rahmen des beantragten Konzepts technisch realisierbar.

Noch ausstehende Prüfungen der derätetechnischen Ausführung der Anlagenteile, Systeme und sonstigen Einrichtungen sowie der betrieblichen Belange können im Rahmen der Begutachtung zur Errichtung und zum Betrieb der Anlage erfolgen.

Kernkraftwerk Brokdorf (KBR) -

Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb

Die Nordwestdeutsche Kraftwerke AG hat im Frühjahr 1974 einen Antrag auf Errichtung des Kernkraftwerks Brokdorf in der Gemeinde Brokdorf, Landkreis Steinburg, gestellt. Diesem Antrag sind später die Hamburgischen Elektrizitäts-Werke AG und die Kraftwerk Union AG (KWU) beigetreten. Das Kernkraftwerk mit einem KWU-Druckwasserreaktor hat eine elektrische Nettoleistung von ca. 1300 MW.

Die Anlage entspricht in ihrer Konzeption und Auslegung den in der Bundesrepublik Deutschland genehmigten und erstellten Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren unter Berücksichtigung neuer Leitlinien, Richtlinien und Regeln oder, abhängig von deren Erscheinungsdatum und dem Baufortschritt, deren sinngemäßer Anwendung.

Die RSK beriet in ihrer 106. Sitzung am 12. November 1975 über den Standort und das Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks Brokdorf. Sie empfahl dem Bundesminister des Innern, der Errichtung des Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor am vorgesehenen Standort zuzustimmen (BAnz. Nr. 97 vom 22. Mai 1976).

Im Jahr 1980 führte die RSK einen Vergleich der inzwischen vorgelegten Konzeptunterlagen für die „Konvoi-Anlagen“ der KWU mit dem Konzept des Kernkraftwerks Brokdorf durch und stellte in ihrer 159. Sitzung am 15. Oktober 1980 fest, daß die Anlagenplanung des Kernkraftwerks Brokdorf seit 1975 neueren sicherheitstechnischen Überlegungen jeweils angepaßt worden ist. Ehenfalls in der 159. Sitzung beriet die RSK abschließend die Eignung des hochfesten Feinkornbaustahls Aldur 50/85 D für den Reaktorsicherheitsbehälter des Kernkraftwerks. Sie stimmte der Verwendung dieses Stahls zu. Die RSK hatte daher keine Bedenken gegen die Errichtung des Kernkraftwerks im Planungsstadium 1980 (BAnz. Nr. 55 vom 20. März 1981).

Danach fanden in Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse weitere Beratungen zum Sicherheitskonzept von Druckwasserreaktoren statt. Die zuständigen RSK-Ausschüsse berieten zur Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Brokdorf. Zu den Beratungen wurden die Gutachter zugezogen, die Antragsteller wurden angehört. Im Rahmen dieser Beratungen fanden Begehungen der Anlage statt. In der 210. RSK-Sitzung am 19. März 1986 wurden die Beratungen zur Inbetriebnahme und zum Betrieb der Anlage abgeschlossen. Auf eine Detailberatung einzelner Punkte konnte immer dann verzichtet werden, wenn sich keine oder sicherheitstechnisch unbedenkliche Änderungen gegenüber den Vorläuferanlagen ergaben, weil die RSK zur Inbetriebnahme dieser Anlagen die Fragen zum Sicherheitskonzept eingehend behandelt hat. Zum Vergleich wurde insbesondere das Kernkraftwerk Grohnde herangezogen, über dessen Inbetriebnahme und Betrieb die RSK abschließend in ihrer 194. Sitzung am 21. März 1984 (BAnz. Nr. 194 vom 5. Juni 1984) beriet.

Weiterhin beriet der SSK-Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ in seiner 76. Sitzung am 25./26. November 1985, der 78. Sitzung am 5. Februar 1986 und der 79. Sitzung am 6. März 1986 über die Strahlenschutzfragen bei der Inbetriebnahme und beim Betrieb des Kernkraftwerks Brokdorf. Auch diese Beratungen waren mit einer Anlagenbegehung verbunden.

Die Beratungsergebnisse der RSK und des SSK-Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ können wie folgt zusammengefaßt werden:

1 Sicherheitskonzept

Die RSK hat die Sicherheitsanforderungen an moderne Druckwasserreaktoren in ihren Leitlinien niedergelegt.

Ein Vergleich der ausgeführten Anlage Brokdorf mit den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe, Oktober 1981 (BAnz. Nr. 69 vom 14. 4. 1982) sowie mit den Neufassungen des Leitlinienkapitels 21: „Zu unterstellende Locken und Brüche“ (BAnz. Nr. 106 vom 10. 6. 1983 und Nr. 104 vom 5. 6. 1984) zeigt, daß die Sicherheitsanforderungen in allen wesentlichen Punkten erfüllt werden. Wenn Abweichungen vorhanden sind, so sind diese sicherheitstechnisch unbedenklich.

Im einzelnen wird folgendes festgestellt:

1.1 Qualität der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters

Es hat sich gezeigt, daß alle Komponenten der Druckführenden Umschließung den in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren unter dem Begriff Basissicherheit festgelegten Anforderungen genügen.

Der Reaktordruckbehälter ist aus dem Stahl 22 NiMoCr 3.7 gefertigt. In den dabei verwendeten Schmelzen werden die in Untersuchungen zur Vermeidung von Relaxationsversprödung und Relaxationsrißbildung für den Gehalt von Legierungs-, Begleit- und Spurenelementen ermittelten Grenzwerte der chemischen Analyse nicht nennenswert überschritten. Bei der zerstörungsfreien Prüfung der Schweißnähte wurden nur wenige registrierpflichtige Anzeigen festgestellt. Bei der Spannungs- und Ermüdungsanalyse ergaben sich für den Reaktordruckbehälter Werte, die unter den spezifizierten zulässigen Werten liegen. Die analytisch ermittelten Spannungen wurden durch Dehnungsmessungen bei der Erstdruckprüfung mit guter Übereinstimmung bestätigt.

Bei den vier Dampferzeugern sind Primärkalottenringe, Rohrlochböden und Mäntel und Böden der Sekundärteile aus dem Werkstoff 20 MnMoNi 5.5 und die Primärkalotten aus dem Stahl 22 NiMoCr 3.7 hergestellt. Ein Teil der Stützen besteht aus 20 MnMoNi 5.5, ein Teil aus 22 NiMoCr 3.7. Für die Herstellung der Meß-, Abschläm- und Entleerungsstutzen NW < 100 mm wurde der Stahl 15 Mo 3 verwendet. Die Dampferzeuger-Heizrohre bestehen aus dem Werkstoff Incoloy 800.

Die Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen, die Hauptkühlmittelleitungen und der Druckhalter bestehen aus geschmiedeten Teilen aus dem Stahl 20 MnMoNi 5.5.

Die Anschlußleitungen an die Hauptkühlmittelleitung sind aus dem austenitischen Stahl 1.4550 gefertigt.

Die Komponenten der Äußeren Systeme erfüllen die Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit im Hinblick auf alle darin angesprochenen Aspekte wie Konstruktion, Berechnung, Werkstoffwahl, Fertigung und Prüfung. Dies gilt sowohl für Druckbehälter wie Speiswasserbehälter, Hochdruckvorwärmer, Hochdruckkühler, Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer, Pumpen und die aus dem austenitischen Stahl 1.4550 hergestellten Druckspeicher und den Abblasebehälter als auch für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mit den zugehörigen Armaturen und sonstigen Leitungsteilen.

Der Sicherheitsbehälter besteht aus dem wasservergüteten Feinkornbaustahl Aldur 50/85. Die RSK hat der Verwendung dieses Stahls beim Sicherheitsbehälter Brokdorf zugestimmt (vgl. 159. RSK-Sitzung). Sie stützte sich hierbei u. a. auf die niedrigen NDT-Temperaturen und das in Großplattenversuchen bis zu tiefen Temperaturen hin nachgewiesene günstige Traglastverhalten. Die bei der Errichtung des Behälters gesammelten Erfahrungen haben die bei der Begutachtung des Werkstoffs bereits festgestellten guten Verarbeitungseigenschaften bestätigt. Aus diesen Gründen sind auch die in einem Teil der Segmente etwas unter dem spezifizierten Wert liegenden Ergebnisse der Kerbschlagarbeitswerte in Querrichtung - bei gleichzeitiger Erfüllung der Anforderungen in Längsrichtung - unbedenklich. Diese Segmente wurden nur im spannungsmaßig ungestörten Bereich verwendet. Diese hohe Verarbeitungsqualität kam u. a. dadurch zum Ausdruck, daß die an den Kümpeiteilen vorgenommene Kaltverformung keine nachteiligen Folgen aufwies, die Härteprüfungen der Schweißnähte niedrige Werte ergab, die Anzahl der Schweißnahtreparaturen sehr gering war, eine hohe Maßhaltigkeit erreicht werden konnte und die bei der Druckprüfung auftretende maximale Dehnung sehr klein war.

Die Qualitätsabweichungen waren auch bei der Fertigung der Komponenten der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme geringfügig. Sie wurden entweder beseitigt, oder es wurde ihre Zulässigkeit nachgewiesen.

Die wiederkehrenden Prüfungen sollen nach Ansicht der RSK entsprechend dem Vorgehen bei den Kernkraftwerken Philippsburg und Grohnde durchgeführt werden, bei dem unter Minderung der früher üblichen Prüfumfänge bevorzugt Rißprüfungen an repräsentativen Stellen, insbesondere in oberflächennahen Bereichen auch außerhalb von Schweißverbindungen, durchgeführt werden. Dabei werden die Gleichartigkeit von Komponenten in verschiedenen Loops und die durch Auslegung, Gestaltung und Betriebsweise bedingte Gleichartigkeit von Beanspruchungen berücksichtigt.

Die RSK hält ebenfalls wie der Sachverständige bei dem die Anforderungen der Basissicherheit erfüllenden Qualitätsstand die Modifizierung des in der KTA-Regel 3201.4 festgelegten Prüfungsumfanges für angebracht. Die RSK begrüßt es, daß als zu prüfende Stellen anlagenspezifisch solche Bereiche ausgewählt werden, die repräsentativ für denkbare Schädigungsmöglichkeiten sind, und daß darüber hinaus für weitere Stellen nach einem Stichprobenkonzept vorgegangen wird.

1.2 Elektrische Einrichtungen

Die RSK befaßte sich an Hand der vorgelegten Unterlagen des Antragstellers und der Stellungnahmen des Sachverständigen mit den Themen

- Sicherheitssystem-Leittechnik,
- elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems,
- Störfallinstrumentierung,
- Störfallfestigkeit,
- Blitzschutz.

Im Rahmen der Anhörung des Antragstellers wurden die Änderungen gegenüber den Vorläuferanlagen erörtert. Erwähnenswert sind aus Sicht der RSK die vergrößerten Leistungsreserven der Dieselmotormerzungsanlagen und die Weiterentwicklung der Entkopplung von Redundanzgruppen innerhalb des Reaktorschutzsystems des Kernkraftwerks Brokdorf.

Auf Grund ihrer Beratungen hat die RSK gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb der elektrischen Einrichtungen keine Bedenken.

1.3 Bauwerke

Die RSK hat sich im Rahmen einer Bestandsaufnahme über die Gründung, Auslegung und Ausführung der Bauwerke informiert. Der RSK wurde bestätigt, daß bei der Auslegung der Bauwerke die Anforderungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren und zusätzlicher Empfehlungen der RSK zum Kernkraftwerk Brokdorf sowie die Richtlinien des Instituts für Bauwerktechnik für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen erfüllt wurden. Der Ablauf und Stand des bauaufsichtlichen Verfahrens wurden der RSK dargelegt. Sie hat auf Grund der ihr vorliegenden Unterlagen keine Bedenken gegen die Auslegung und Ausführung der Bauwerke und die Verankerung der Komponenten. Sie sieht insbesondere die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch Beanspruchungen aus Störfällen und eine den Anforderungen entsprechende Auslegung gegen Erdbeben als getroffen an. Die Anforderungen zur Verminderung des Restrisikos aus Flugzeugabsturz und Druckwellen aus externen chemischen Explosionen wurden erfüllt.

Die RSK hat sich über die getroffenen Brandschutzmaßnahmen informiert. Sie hat sich dabei ausführlich über die Situation innerhalb des Sicherheitsbehälters unterrichten lassen. Die RSK nimmt zu Kenntnis, daß umfangreiche Branderkennungseinrichtungen vorhanden sind. Die vorgesehenen fest installierten manuell zu betätigenden Brandbekämpfungseinrichtungen entsprechen dem Stand der Technik. Insgesamt erfüllen die Brandschutzmaßnahmen nach Ansicht der RSK die zu stellenden Anforderungen.

Die RSK wurde über die im Kernkraftwerk vorhandenen Flucht- und Rettungswege, ihre Kennzeichnung und luftungstechnische Ausrüstung informiert. Sie ist der Ansicht, daß die Rettungswege den zu stellenden Anforderungen genügen. Im Sicherheitsbehälter wurden vor der Personenschleuse und vor den Notschleusen Stauräume geschaffen, die dem Personal bis zum Ausschleusen Schutz bei Bränden und anderen Störfällen bieten. Die RSK ist der Ansicht, daß unter Berücksichtigung der Kapazität der Schleusen und Stauräume die erforderlichen Vorgehensmaßnahmen für die Rettung von Personen im Brandfall oder bei sonstigen Störfällen getroffen sind. Die RSK empfiehlt zu prüfen, ob es möglich ist, während der Revisionsphase die Personenschleusen des Sicherheitsbehälters geöffnet zu halten. Andernfalls sollte nach Ansicht der RSK die Personenzahl im Sicherheitsbehälter unter dem Gesichtspunkt der Fluchtmöglichkeit im Brandfall begrenzt werden.

3 Reaktorbetrieb

Die RSK befaßte sich mit ausgewählten Punkten aus dem Inbetriebsetzungsprogramm, aus der Betriebsorganisation und den Betriebsanordnungen, mit Teilen des Betriebshandbuchs und mit der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals.

Das vorgesehene Versuchsprogramm zur nuklearen Inbetriebsetzung wurde unter Berücksichtigung der Inbetriebsetzungen der Vorgängeranlagen beurteilt. Es ist nach Meinung der RSK geeignet, das auslegungsgemäße Verhalten der Anlage zu überprüfen und nachzuweisen.

Die Überprüfung ausgewählter Festlegungen in der Betriebsorganisation und den Betriebsanordnungen gab keinen Anlaß zu Bedenken.

Die RSK wurde über die Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals informiert. Außerdem hatte die RSK Gelegenheit, während der Anlagenbegehung einen Eindruck von der Fachkunde von vorgesehenen Schichtleitern des Betreibers zu gewinnen. Die RSK nimmt zu Kenntnis, daß die noch ausstehenden Fachkundeprüfungen rechtzeitig vor dem ersten eigenverantwortlichen Einsatz des Personals als Schichtleiter bzw. Stellvertreter abgelegt werden.

Der RSK wurde das Vorgehen bei Störungen und Störfällen gemäß Betriebshandbuch, insbesondere das Zusammenspiel der ereignis- und schutzzielorientierten Vorgehensweise, erläutert. Die RSK begrüßt diese Vorgehensweise.

Die RSK wurde weiterhin über wesentliche Vorkommnisse während der zurückliegenden Inbetriebsetzungsphase informiert. Sie stellt fest, daß die im einzelnen getroffenen bzw. noch geplanten Maßnahmen geeignet sind, Wiederholungen während der nuklearen Inbetriebnahme und während des Betriebes vorzubeugen.

Die RSK vergewisserte sich, daß besondere Vorkommnisse in Anlagen sowie die Bau- und Inbetriebnahmeerfahrungen bei den Vorläuferanlagen systematisch ausgewertet und auf Relevanz für andere Anlagen, so auch für Brokdorf, überprüft werden. Die KWU geht dabei nach einem rechnergestützten Verfahren vor.

Die RSK begrüßt die Absicht der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde, einen Sicherheitsbeirat zu berufen, der die nukleare Inbetriebsetzung verfolgt. Der Beirat soll die Behörde beraten. Die RSK geht zu bedenken, daß es zweckmäßig ist, diesen Beirat über die Inbetriebsetzungsphase hinaus zu erhalten.

Die RSK bittet darum, über die Ergebnisse der weiteren Inbetriebnahmeversuche und -messungen informiert zu werden. Sie bittet weiterhin darum, routinemäßig über sicherheitstechnisch relevante Betriebserfahrungen jährlich unterrichtet zu werden.

Beim späteren Betrieb des Kernkraftwerks Brokdorf ist vorgesehen, in Folgekernen Uran/Plutonium-Mischoxid-Brennelemente einzusetzen. Die RSK wird hierüber gesondert beraten und zum Einsatz solcher Elemente in großen Druckwasserreaktoren Stellung nehmen.

3 Anlagensicherung

Die RSK nimmt das Anlagensicherungskonzept für das Kernkraftwerk Brokdorf zustimmend zur Kenntnis.

4 Strahlenschutz

4.1 Strahlenschutz des Personals

Im Rahmen der Beratungen zum radiologischen Arbeitsschutz hat sich der SSK-Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ über Maßnahmen und Gegebenheiten in der Anlage informiert.

Auf Grund seiner Beratungen kommt der Ausschuß zu dem Ergebnis, daß die getroffenen konstruktiven Maßnahmen den Anforderungen an den radiologischen Arbeitsschutz genügen und daß die Forderungen der „Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor. Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge“ des Bundesministers des Innern erfüllt sind.

Zur Verminderung der Strahlenbelastung des Personals bei Instandhaltungsmaßnahmen wurden u. a. zusätzliche, nachfolgend genannte Maßnahmen zur Reduzierung der Primärkühlmitteltätigkeit getroffen

- Reduzierung der Co-Basis-Werkstoffe im Bereich der Kerneinsbauten
- Ersatz der Antimon-impregnierten Kohlelager der Hauptkühlmittelpumpen durch Hartbrand-Kohlelager
- Ersatz der Antimon-impregnierten Kohledichtungen durch Dichtungen aus einem Silicium-Karbid-Compound-Werkstoff.

Zur Beurteilung der vorgesehenen organisatorischen Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes wurden dem Ausschuß die

- Strahlenschutzordnung sowie die
- Instandhaltungsordnung

vorgelegt.

Die vorgesehenen Maßnahmen zur Kreislauf-, Raumluft-, Ortsdosisleistungs- und Personenüberwachung entsprechen den zu stellenden Anforderungen.

4.2 Strahlenexposition in der Kraftwerksumgebung

4.2.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb

Vom Gutachter wurden für die Betriebsgenehmigung die nachfolgend genannten Maximalwerte für die jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem Kernkraftwerk Brokdorf empfohlen:

Ableitung mit Luft

- Radioaktive Gase einschließlich Tritium und C 14: 10^{17} Bq
- Radioaktive Aerosole ohne Jod mit Halbwertszeit von mehr als 8 Tagen: 10^{16} Bq
- I 131: 6×10^9 Bq
- davon über MH-Dach und Abwasserventile: 3×10^8 Bq

Ableitung mit Wasser

- Nuklidgemisch ohne Tritium: $5,8 \times 10^9$ Bq
- Tritium: $3,5 \times 10^{13}$ Bq

Bei der Berechnung der potentiellen Strahlenexposition in der Umgebung des Kernkraftwerks Brokdorf wurde vom Gutachter eine Ableitung von Tritium sowie Kohlenstoff-14 über den Fortluftkamin berücksichtigt. Nach den Vorschriften der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässern“ ergeben sich mit den o. g. Ableitungen folgende jährliche potentielle Strahlendosen:

- Durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft

Durch die Ableitung radioaktiver Stoffe über den Fortluftkamin ergibt sich für den Erwachsenen am kritischen Aufpunkt eine potentielle Strahlenexposition entsprechend einer Ganzkörperdosis von etwa $10 \mu\text{Sv}$ pro Jahr.

- Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abwasser

Durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser ergibt sich für den Erwachsenen eine potentielle Strahlenexposition entsprechend einer Ganzkörperdosis von ca. $30 \mu\text{Sv}$ pro Jahr. Die aus der Vorbelastung des Vorfluters am Standort resultierende potentielle Strahlenexposition wurde zu $10 \mu\text{Sv}$ pro Jahr errechnet.

- Strahlenexposition der Schilddrüse

Die Strahlenexposition der Schilddrüse über Ernährungsketten infolge Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser beträgt einschließlich Vorbelastung für Kleinkinder ca. $0,3$ mSv pro Jahr.

Der Ausschuß hat die vom Gutachter durchgeführten Berechnungen zur Strahlenexposition in der Umgebung und die dabei getroffenen Annahmen beraten. Er stellt fest, daß auch unter Berücksichtigung der Vorbelastung die potentiellen Strahlendosen deutlich unter den Grenzwerten des § 45 StrlSchV liegen. Der Ausschuß hat sich außerdem davon überzeugt, daß die Forderungen des § 44 StrlSchV eingehalten werden.

4.2.2 Störfälle

Im Laufe des Genehmigungsverfahrens wurde die Störfallvorsorge durch entsprechende Störfallanalysen mit Strahlenexpositionsrechnungen überprüft. Der Ausschuß hat sich davon überzeugt, daß auch bei Berücksichtigung der Störfalleitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV die potentiellen Strahlendosen, die aus der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei den zu unterstellenden Störfällen resultieren, die Störfallplanungsrichtwerte deutlich unterschreiten.

4.2.3 Emissions- und Immissionsüberwachung

Das Umgebungsüberwachungsprogramm berücksichtigt die standortspezifischen Gegebenheiten. Der Ausschuß hat keine Einwände gegen das vorgesehene Programm. Zur Erfassung meteorologischer Einflußgrößen am Standort ist die Errichtung eines Doppler-SODAR-Gerätes vorgesehen. In Ergänzung dazu wird auf dem Gelände ein 19 m hoher Meßmast zur Erfassung der bodennahen Ausbreitungsbedingungen errichtet. Der Ausschuß hat keine Einwände gegen die meteorologische Instrumentierung. Die Erfassung von Windrichtung und Windgeschwindigkeit ist bis zu einer Maximalhöhe von 100 m vorgesehen. Der Ausschuß ist der Ansicht, daß diese für die Ausbreitung radioaktiver Stoffe wichtigen meteorologischen Einflußgrößen mit der vorhandenen Instrumentierung auch in einem Bereich oberhalb der Emissionshöhe erfaßt werden sollten, um bei Störfällen eine gesicherte Aussage über die Windverhältnisse treffen zu können.

Die Messung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und mit dem Abwasser erfolgt gemäß den KTA-Regeln 1503.1 und 1504.

Der Ausschuß hält mit der vorgesehenen Instrumentierung die Forderungen des § 46 Abs. 1 StrlSchV nach Überwachung der radioaktiven Ableitungen für erfüllt.

4.3 Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Störfällen

Bezüglich der im § 38 der Strahlenschutzverordnung geforderten Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Störfällen wurde dem Ausschuß die Alarmordnung vorgelegt. Den darin beschriebenen Einrichtungen, Hilfsmitteln und organisatorischen Maßnahmen stimmt der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ zu.

5 Zusammenfassung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß sie auf Grund ihrer Beratungen und bei erfolgreichem Abschluß der vorbereitenden Funktions- und Abnahmeprüfungen keine Bedenken gegen die nukleare Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Brokdorf hat. Vorbehaltlich der erfolgreichen Durchführung der Nulleistungs- und Leistungsversuche bestehen aus der Sicht der RSK auch keine Bedenken gegen den Betrieb des Kernkraftwerks.

211. - 217. Sitzung

In diesen Sitzungen wurden keine Empfehlungen verabschiedet.

218. Sitzung am 17.12.1986

BAnz. Nr. 52 vom 17.3.1987

Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland

1 Einführung

Die RSK überprüft zur Zeit im Auftrag der BMU die Sicherheit der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland.

Die RSK stellt fest, daß jenseits der erforderlichen Schadensvorsorge Maßnahmen zur Eindämmung der Folgen hypothetischer Unfälle dann vorgesehen werden sollten, wenn mit vertretbarem Aufwand eine nennenswerte Minderung des ohnehin geringen Restrisikos erreicht werden kann. Die Anforderungen und Auslegungsmerkmale für diese Maßnahmen im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes werden von der RSK für die einzelnen Kernkraftwerke festgelegt. Sie wird sich von der Einhaltung dieser Anforderungen überzeugen.

Im folgenden werden Empfehlungen dazu gegeben. Zu weiteren Fragen der Sicherheitsüberprüfung wird die RSK nach Abschluß der jeweiligen Beratungen Stellung nehmen.

2 Empfehlungen

2.1 Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor

(DWR: KWO, KKS, Biblis A und B, GKN-1, KKW, KKG, KWG, KKP-2, KMK, KBR, KKI-2, KKE, GKN-2)
(SWR: KWW, KKB, KKI-1, KKP-1, KKK, KR3 B und C)

2.1.1 Sicherstellung des Reaktorsicherheitsbehälter-Abschlusses

Wegen der Bedeutung des Reaktorsicherheitsbehälter-Abschlusses auch bei einem Kernschmelzunfall*) mit Druckaufbau im Reaktorsicherheitsbehälter hat sich die RSK nochmals mit der Zuverlässigkeit der Absperrorgane für Systeme befaßt, die im Normalbetrieb offen mit der Sicherheitsbehälteratmosphäre in Verbindung stehen. Sie stellt dazu folgendes fest:

a) Große Lüftungsöffnungen am Sicherheitsbehälter

Die großen Lüftungsöffnungen werden im Anforderungsfall auslegungsgemäß durch zwei hintereinanderliegende Abschlußorgane (Absperrklappen/Absperrventile) geschlossen.

Die Schließfunktion wird durch Anströmung in Schließrichtung unterstützt.

Bei Ausfall der Stromversorgung/Medienversorgung schließen die Abschlußorgane selbsttätig durch Federn, Gewichte oder Eigengewicht. Bei ausbleibender Anregung durch den Reaktorschutz kann der Schließvorgang gezielt durch eine Unterbrechung der Energieversorgung eingeleitet werden.

Ein Nichtschließen der Abschlußorgane wird festgestellt (z. B. Stellungsüberwachung, Δp -Messung).

Die Abschlußorgane sind so untergebracht bzw. geschützt, daß eine Beeinträchtigung ihrer Funktion durch zu unterscheidende umherfliegende Teile oder Strahlkräfte ausgeschlossen wird.

Bei der Auslegung der Abschlußorgane sind die beim Auslegungstörfall (2F-Bruch) auftretenden dynamischen Effekte berücksichtigt worden bzw. sind noch entsprechende Nachweise zu führen.

An den Abschlußorganen werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen durchgeführt. Die Ergebnisse haben die auslegungsgemäße Funktion bestätigt.

b) Sonstige Leitungen

Die sonstigen Leitungen verfügen ebenfalls über hintereinanderliegende Gebäudeabschlußarmaturen.

Bei Versagen des automatischen Abschlusses ist ein Notabschluß durch mindestens eine der folgenden Maßnahmen

- Ansteuerung von der Warte,
- Handmaßnahmen in der Schaltanlage,
- Handmaßnahmen vor Ort,
- Schließen von Ersatzarmaturen

gegen Störfalldruck im Sicherheitsbehälter möglich.

Die Stellung der Armaturen wird überwacht. An den Armaturen werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen durchgeführt. Die Ergebnisse haben die auslegungsgemäße Funktion bestätigt.

Aus Sicht der RSK ergeben sich keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.1.2 Ausstattung von Warte und Notsteuerstelle im Hinblick auf den anlageninternen Notfallschutz.

Die RSK hält es für sinnvoll, daß anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen an einer zentralen Stelle in der Anlage geplant, teilweise eingeleitet und überwacht werden können. An dieser Stelle sollen daher die erforderlichen Informationen über den Anlagenzustand vorliegen.

Die Betreiber haben dargelegt, daß zur Vorbereitung der zusätzlich geplanten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen die Warte als zentrale Stelle vorgesehen ist. Die Bedeutung der Notsteuerstelle, die für andere Aufgaben, wie Schutz gegen Einwirkungen von außen oder Einwirkungen Dritter, konzipiert ist, bleibt davon unberührt.

*) Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlstufen über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird.

Um einen längerfristigen Aufenthalt des Bedienungspersonals in der Warte im Notfall zu gewährleisten, werden die notwendigen Vorkehrungen getroffen. So ist z. B. der Einsatz eines geeigneten Filters in die der Warte zugeführte Luft vorgesehen. Damit kann zur Vermeidung von Einwärtsleckagen ein geringer Überdruck gehalten werden. Bei dem Filter kann es sich auch um eine am Standort vorgehaltene mobile Einrichtung handeln.

2.2 Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor
(KWO, KKS, Biblis A und B, GKN-1, KKK, KKG, KWG, KKP-2, KMK, KBR, KKI-2, KKE, GKN-2)

2.2.1 Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern über Schwebstofffilter bei Kernschmelzunfällen.

Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird. Im Rahmen von Forschungsarbeiten sind umfangreiche Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen in einem Druckwasserreaktor durchgeführt worden. Die Ergebnisse zeigen, daß es bei intaktem Sicherheitsbehälter zu einem Druckanstieg kommt, wobei mehrere Tage vergehen, bis ein Druck erreicht werden kann, bei dem mit einem Versagen des Behälters gerechnet werden müßte.

Für diesen äußerst unwahrscheinlichen Fall hält die RSK eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Schwebstofffilter für sinnvoll. Dabei sind nachfolgende Anforderungen zu erfüllen:

a) Auslegung und Einsatzweisen

- Öffnen etwa beim Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
 - Druckbegrenzung bei Druckentlastung ohne Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
 - Druckminderung auf etwa halben Prüfdruck in ca. 2 Tagen (Richtwert) bei Druckentlastung mit Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
- Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
- Aktivierung von Wasserzuführungsmöglichkeiten in den Sicherheitsbehälter zur Kompensation der abgelassenen Wassermenge (Vermeidung der Sumpfaustrocknung) ab Zeitpunkt der Druckentlastung.

b) Zu berücksichtigende Belastungen

- Bis zur äußeren bzw. zweiten der doppelten Abschlußarmaturen: Versagensdruck des Sicherheitsbehälters, hilfsweise doppelter Auslegungdruck
- Für das anschließende System:
 - Druck, Temperatur und Zusammensetzung des bei vollem Ventilöffnungsquerschnitt ausströmenden Gemische entsprechend den Unfallbedingungen
 - Auslegungsreserve bei Rohrleitungen und Halterungen zur Berücksichtigung dynamischer Belastungen, hilfsweise mit Sicherheitsfaktor 2 auf Betriebsbelastungen

c) Angaben zum Aufbau

- Vorzugsweise feste Verlegung der Systemteile hinter den Abschlußarmaturen; je nach Lösung Anschluß des Systemteils hinter den Abschlußarmaturen über einbaubares Zwischenstück
- Hintereinanderliegende Abschlußorgane, soweit aus Gründen der Zugänglichkeit erforderlich fernbedient und mit Energieversorgungsmöglichkeit für den Einsatzfall. Es kann dabei davon ausgegangen werden, daß zum Zeitpunkt der Druckentlastung nach mehreren Tagen eine Fremdnetzversorgung mit der erforderlichen Leistung und/oder die Notstromversorgung wieder zur Verfügung steht.

- Abfuhr des auf dem Entlastungsweg anfallenden Kondensats
- Vorhalten eines Schwebstofffiltersystems am Standort der Anlage.

Die RSK ist von der Zweckmäßigkeit des Konzepts zur Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern überzeugt und empfiehlt eine Realisierung dieses Konzepts mit den vorsehend spezifizierten Anforderungen.

2.3 Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor
(Baulinie 69; KWW, KKB, KKI-1, KKP-1, KKK)

2.3.1 Inertisierung des Sicherheitsbehälters

Zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters haben die Betreiber für die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 ein Konzept vorgeschlagen, das von der RSK bewertet wurde.

Der Aufbau und die Erhaltung des Inertenzustandes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre ist bereits im bestimmungsgemäßen Betrieb möglich. Deshalb muß das Konzept der Inertisierung den zu einer sicheren Betriebsführung notwendigen Begehbarkeitsanforderungen des Sicherheitsbehälters Rechnung tragen.

Bedingungen zur Inertisierung

- Mit der Inertisierung des Sicherheitsbehälters beim Anfahren muß spätestens bei Erreichen des vorgesehenen Dauerbetriebszustandes begonnen werden.
- Mit der Deinertisierung des Sicherheitsbehälters sollte nicht früher als 24 h vor dem geplanten Abfahrvorgang begonnen werden.
- Der Rest-O₂-Gehalt in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre soll unter Berücksichtigung der Gemischzusammensetzung beim Unfall H₂-Verbrennungen verhindern. Die RSK hält einen Rest-O₂-Gehalt von 4% für unbedenklich.
- Der Steuerstabsantriebsraum soll bei Normalbetrieb entweder getrennt von der übrigen Druckkammer vorübergehend deinertisiert werden können oder gänzlich uninertisiert bleiben, wenn bei Unfällen durch Konzentrationsausgleich mit der restlichen Druckkammer eine ausreichende Inertisierung erreicht wird.
- Bei Lastabsenkungen auf Teillast zu Prüfungs- und Instandhaltungszwecken kann die Druckkammer bei den entsprechenden Teillaststufen vorübergehend deinertisiert werden.
- Auf den Rückpumpbetrieb der Ringspaltabsaugung bei Unfällen soll verzichtet werden.

Stickstoffeinbringung

Unter weitgehender Nutzung vorhandener Systeme werden Verbindungen zwischen der mobilen Stickstoff-Bereitstellungseinheit und den relevanten Raumbereichen des Sicherheitsbehälters in konventioneller Technik installiert.

Stickstoffverteilung

Die Inertisierung erfolgt im Spülverfahren, d. h. ein dem zugeführten Stickstoffvolumenstrom äquivalenter Volumenstrom wird abgezogen und über die Abluft abgeführt. Zur Verbesserung der N₂-Verteilung wird die Umlufanlage mitbetrieben.

O₂-Überwachung

Die Überwachung des O₂-Gehaltes der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre erfolgt über das vorhandene H₂-Überwachungssystem, das um O₂-Messungen ergänzt wird.

Stickstoff-Ergänzung

Für den Fall, daß nach erfolgter Inertisierung ein Ansteigen des O₂-Gehaltes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre beobachtet wird, das nicht mit betrieblichen Mitteln begrenzt werden kann, wird eine ausreichende Menge Stickstoff auf der Anlage stationär vorgehalten und über geeignete Anschlüsse in den Sicherheitsbehälter geleitet.

Deinertisierung

Die Deinertisierung erfolgt im Spülverfahren über die Zu- und Abluftanlage des Sicherheitsbehälters.

Bewertung des Konzepts

Die RSK hat sich von der Zweckmäßigkeit und Realisierbarkeit des Konzepts zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 überzeugt. Sie hat keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.3.2 Zuverlässigkeit der Turbo-Einspeisepumpe

Die RSK hält es für sinnvoll, daß beim Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und bei gleichzeitig unterstelltem Versagen der Diesel-Notstromerzeugungsanlagen das turbogetriebene Einspeisesystem (TJ-System) noch für längere Zeit zur Einspeisung von Kühlmitel in den Reaktordruckbehälter zur Verfügung steht. Sie nimmt entsprechende Vorschläge der Betreiber zustimmend zur Kenntnis.

Um einen längerfristigen Aufenthalt des Bedienungspersonals in der Warte im Notfall zu gewährleisten, werden die notwendigen Vorkehrungen getroffen. So ist z. B. der Einsatz eines geeigneten Filters in die der Warte zugeführte Luft vorgesehen. Damit kann zur Vermeidung von Einwärtsleckagen ein geringerer Überdruck gehalten werden. Bei dem Filter kann es sich auch um eine am Standort vorgehaltene mobile Einrichtung handeln.

2.2 Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor
(KWO, KKS, Biblis A und B, GKN-1, KKK, KKG, KWG, KKP-2, KMK, KBR, KKI-2, KKE, GKN-2)

2.2.1 Druckenlastung von DWR-Sicherheitsbehältern über Schwebstofffilter bei Kernschmelzunfällen.

Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird. Im Rahmen von Forschungsarbeiten sind umfangreiche Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen in einem Druckwasserreaktor durchgeführt worden. Die Ergebnisse zeigen, daß es bei intaktem Sicherheitsbehälter zu einem Druckanstieg kommt, wobei mehrere Tage vergehen, bis ein Druck erreicht werden kann, bei dem mit einem Versagen des Behälters gerechnet werden mußte.

Für diesen äußerst unwahrscheinlichen Fall hält die RSK eine Druckenlastung des Sicherheitsbehälters über Schwebstofffilter für sinnvoll. Dabei sind nachfolgende Anforderungen zu erfüllen:

a) Auslegung und Einsatzweisen

- Öffnen etwa beim Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
 - Druckbegrenzung bei Druckenlastung ohne Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
 - Druckminderung auf etwa halben Prüfdruck in ca. 2 Tagen (Nichtwert) bei Druckenlastung mit Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
- Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
- Aktivierung von Wasserzufuhrmöglichkeiten in den Sicherheitsbehälter zur Kompensation der abgeblasenen Wassermenge (Vermeidung der Sumpfaustrocknung) ab Zeitpunkt der Druckenlastung.

b) Zu berücksichtigende Belastungen

- Bis zur äußeren bzw. zweiten der doppelten Abschlußarmaturen: Versagensdruck des Sicherheitsbehälters, hilfsweise doppelter Auslegungsdruck
- Für das anschließende System:
 - Druck, Temperatur und Zusammensetzung des bei vollem Ventilöffnungsquerschnitt ausstromenden Gemischs entsprechend den Unfallbedingungen
 - Auslegungsreserve bei Rohrleitungen und Halterungen zur Berücksichtigung dynamischer Belastungen, hilfsweise mit Sicherheitsfaktor 2 auf Betriebsbelastungen

c) Angaben zum Aufbau

- Vorzugsweise feste Verlegung der Systemteile hinter den Abschlußarmaturen; je nach Lösung Anschluß des Systemteils hinter den Abschlußarmaturen über einbaubares Zwischenstück
- Hintereinanderliegende Abschlußorgane, soweit aus Gründen der Zugänglichkeit erforderlich fernbedient und mit Energieversorgungsmöglichkeit für den Einsatzfall. Es kann dabei davon ausgegangen werden, daß zum Zeitpunkt der Druckenlastung nach mehreren Tagen eine Fremdnetzversorgung mit der erforderlichen Leistung und/oder die Notstromversorgung wieder zur Verfügung steht.

- Abfuhr des auf dem Entlastungsweg anfallenden Kondensats
- Vorhalten eines Schwebstofffiltersystems am Standort der Anlage.

Die RSK ist von der Zweckmäßigkeit des Konzepts zur Druckenlastung von DWR-Sicherheitsbehältern überzeugt und empfiehlt eine Realisierung dieses Konzepts mit den vorstehend spezifizierten Anforderungen.

2.3 Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor
(Baulinie 69: KWW, KKB, KKI-1, KKP-1, KKK)

2.3.1 Inertisierung des Sicherheitsbehälters

Zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters haben die Betreiber für die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 ein Konzept vorgeschlagen, das von der RSK bewertet wurde.

Der Aufbau und die Erhaltung des Inertenzustandes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre ist bereits im bestimmungsgemäßen Betrieb möglich. Deshalb muß das Konzept der Inertisierung den zu einer sicheren Betriebsführung notwendigen Behaltbarkeitsanforderungen des Sicherheitsbehälters Rechnung tragen.

Bedingungen zur Inertisierung

- Mit der Inertisierung des Sicherheitsbehälters beim Anfahren muß spätestens bei Erreichen des vorgesehenen Dauerbetriebszustandes begonnen werden.
- Mit der Deinertisierung des Sicherheitsbehälters sollte nicht früher als 24 h vor dem geplanten Abfahrvorgang begonnen werden.
- Der Rest-O₂-Gehalt in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre soll unter Berücksichtigung der Gemischzusammensetzung beim Unfall H₂-Verbrennungen verhindern. Die RSK hält einen Rest-O₂-Gehalt von 4% für unbedenklich.
- Der Steuerstabantriebsraum soll bei Normalbetrieb entweder getrennt von der übrigen Druckkammer vorübergehend deinertisiert werden können oder gänzlich uninertisiert bleiben, wenn bei Unfällen durch Konzentrationsausgleich mit der restlichen Druckkammer eine ausreichende Inertisierung erreicht wird.
- Bei Lastabsenkungen auf Teillast zu Prüfungs- und Instandhaltungszwecken kann die Druckkammer bei den entsprechenden Teillaststufen vorübergehend deinertisiert werden.
- Auf den Rückpumpbetrieb der Ringspaltabsaugung bei Unfällen soll verzichtet werden.

Stickstoffeinbringung

Unter weitgehender Nutzung vorhandener Systeme werden Verbindungen zwischen der mobilen Stickstoff-Bereitstellungseinheit und den relevanten Raumbereichen des Sicherheitsbehälters in konventioneller Technik installiert.

Stickstoffverteilung

Die Inertisierung erfolgt im Spülverfahren, d. h. ein dem zugeführten Stickstoffvolumenstrom äquivalenter Volumenstrom wird abgezogen und über die Abluft abgeführt. Zur Verbesserung der N₂-Verteilung wird die Umluftanlage mitbetrieben.

O₂-Überwachung

Die Überwachung des O₂-Gehaltes der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre erfolgt über das vorhandene H₂-Überwachungssystem, das um O₂-Messungen ergänzt wird.

Stickstoff-Ergänzung

Für den Fall, daß nach erfolgter Inertisierung ein Ansteigen des O₂-Gehaltes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre beobachtet wird, das nicht mit betrieblichen Mitteln begrenzt werden kann, wird eine ausreichende Menge Stickstoff auf der Anlage stationär vorgehalten und über geeignete Anschlüsse in den Sicherheitsbehälter geleitet.

Deinertisierung

Die Deinertisierung erfolgt im Spülverfahren über die Zu- und Abluftanlage des Sicherheitsbehälters.

Bewertung des Konzepts

Die RSK hat sich von der Zweckmäßigkeit und Realisierbarkeit des Konzepts zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 überzeugt. Sie hat keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.3.2 Zuverlässigkeit der Turbo-Einspeisepumpe

Die RSK hält es für sinnvoll, daß beim Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und bei gleichzeitig unterstelltem Versagen der Diesel-Notstromerzeugungsanlagen das turbogetriebene Einspeisesystem (TJ-System) noch für längere Zeit zur Einspeisung von Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter zur Verfügung steht. Sie nimmt entsprechende Vorschläge der Betreiber zustimmend zur Kenntnis.

Um einen längerfristigen Aufenthalt des Bedienungspersonals in der Warte im Notfall zu gewährleisten, werden die notwendigen Vorkehrungen getroffen. So ist z. B. der Einsatz eines geeigneten Filters in die der Warte zugeführte Luft vorgesehen. Damit kann zur Vermeidung von Einwärtsleckagen ein geringer Überdruck gehalten werden. Bei dem Filter kann es sich auch um eine am Standort vorgehaltene mobile Einrichtung handeln.

2.2 Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor (KWO, KKS, Biblis A und B, GKN-1, KKK, KKG, KWG, KKP-2, NMK, KBR, KKI-2, KKE, GKN-2)

2.2.1 Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern über Schwebstofffilter bei Kernschmelzunfällen.

Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird. Im Rahmen von Forschungsarbeiten sind umfangreiche Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen in einem Druckwasserreaktor durchgeführt worden. Die Ergebnisse zeigen, daß es bei intaktem Sicherheitsbehälter zu einem Druckanstieg kommt, wobei mehrere Tage vergehen, bis ein Druck erreicht werden kann, bei dem mit einem Versagen des Behälters gerechnet werden müßte.

Für diesen äußerst unwahrscheinlichen Fall hält die RSK eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Schwebstofffilter für sinnvoll. Dabei sind nachfolgende Anforderungen zu erfüllen:

a) Auslegung und Einsatzweisen

- Offnen etwa beim Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
 - Druckbegrenzung bei Druckentlastung ohne Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
 - Druckminderung auf etwa halben Prüfdruck in ca. 2 Tagen (Richtwert) bei Druckentlastung mit Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
- Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
- Aktivierung von Wasserzufuhrmöglichkeiten in den Sicherheitsbehälter zur Kompensation der abgeblasenen Wassermenge (Vermeidung der Sumpfaustrocknung) ab Zeitpunkt der Druckentlastung.

b) Zu berücksichtigende Belastungen

- Bis zur äußeren bzw. zweiten der doppelten Abschlußarmaturen: Versagensdruck des Sicherheitsbehälters, hilfsweise doppelter Ausgängerdruck
- Für das anschließende System:
 - Druck, Temperatur und Zusammensetzung des bei vollem Ventilöffnungsquerschnitt ausströmenden Gemischs entsprechend den Unfallbedingungen
 - Auslegungszustand bei Rohrleitungen und Halterungen zur Berücksichtigung dynamischer Belastungen, hilfsweise mit Sicherheitsfaktor 2 auf Betriebsbelastungen

c) Angaben zum Aufbau

- Vorzugsweise feste Verlegung der Systemteile hinter den Abschlußarmaturen; je nach Lösung Anschluß des Systemteils hinter den Abschlußarmaturen über einbaubares Zwischenstück
- Hintereinanderliegende Abschlußorgane, soweit aus Gründen der Zugänglichkeit erforderlich fernbedient und mit Energieversorgungsmöglichkeit für den Einsatzfall. Es kann dabei davon ausgegangen werden, daß zum Zeitpunkt der Druckentlastung nach mehreren Tagen eine Fremdnetzversorgung mit der erforderlichen Leistung und/oder die Notstromversorgung wieder zur Verfügung steht.

- Abfuhr des auf dem Entlastungsweg anfallenden Kondensats
- Vorhalten eines Schwebstofffiltersystems am Standort der Anlage.

Die RSK ist von der Zweckmäßigkeit des Konzepts zur Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern überzeugt und empfiehlt eine Realisierung dieses Konzepts mit den vorstehend spezifizierten Anforderungen.

2.3 Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor (Baulinie 69: KWVV, KKB, KKI-1, KKP-1, KKK)

2.3.1 Inertisierung des Sicherheitsbehälters

Zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters haben die Betreiber für die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 ein Konzept vorgeschlagen, das von der RSK bewertet wurde.

Der Aufbau und die Erhaltung des Inertenzustandes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre ist bereits im bestimmungsgemäßen Betrieb möglich. Deshalb muß das Konzept der Inertisierung den zu einer sicheren Betriebsführung notwendigen Behebbarkeitserfordernissen des Sicherheitsbehälters Rechnung tragen.

Bedingungen zur Inertisierung

- Mit der Inertisierung des Sicherheitsbehälters beim Anfahren muß spätestens bei Erreichen des vorgesehenen Dauerbetriebszustandes begonnen werden.
- Mit der Deinertisierung des Sicherheitsbehälters sollte nicht früher als 24 h vor dem geplanten Abfahrvorgang begonnen werden.
- Der Rest-O₂-Gehalt in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre soll unter Berücksichtigung der Gemischzusammensetzung beim Unfall H₂-Verbrennungen verhindern. Die RSK hält einen Rest-O₂-Gehalt von 4% für unbedenklich.
- Der Steuerstabilitätsraum soll bei Normalbetrieb entweder getrennt von der übrigen Druckkammer vorübergehend deinertisiert werden können oder gänzlich uninertisiert bleiben, wenn bei Unfällen durch Konzentrationsausgleich mit der restlichen Druckkammer eine ausreichende Inertisierung erreicht wird.
- Bei Lastabsenkungen auf Teillast zu Prüfungs- und Instandhaltungszwecken kann die Druckkammer bei den entsprechenden Teillaststufen vorübergehend deinertisiert werden.
- Auf den Rückpumpbetrieb der Ringspaltsaugung bei Unfällen soll verzichtet werden.

Stickstoffeinbringung

Unter weitgehender Nutzung vorhandener Systeme werden Verbindungen zwischen der mobilen Stickstoff-Bereitstellungseinheit und den relevanten Raumbereichen des Sicherheitsbehälters in konventioneller Technik installiert.

Stickstoffverteilung

Die Inertisierung erfolgt im Spülverfahren, d. h. ein dem zugeführten Stickstoffvolumenstrom äquivalenter Volumenstrom wird abgezogen und über die Abluft abgeführt. Zur Verbesserung der N₂-Verteilung wird die Umluftanlage mitbetrieben.

O₂-Überwachung

Die Überwachung des O₂-Gehaltes der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre erfolgt über das vorhandene H₂-Überwachungssystem, das um O₂-Messungen ergänzt wird.

Stickstoff-Ergänzung

Für den Fall, daß nach erfolgter Inertisierung ein Ansteigen des O₂-Gehaltes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre beobachtet wird, das nicht mit betrieblichen Mitteln begrenzt werden kann, wird eine ausreichende Menge Stickstoff auf der Anlage stationär vorgehalten und über geeignete Anschlüsse in den Sicherheitsbehälter geleitet.

Deinertisierung

Die Deinertisierung erfolgt im Spülverfahren über die Zu- und Abluftanlage des Sicherheitsbehälters.

Bewertung des Konzepts

Die RSK hat sich von der Zweckmäßigkeit und Realisierbarkeit des Konzepts zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 überzeugt. Sie hat keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.3.2 Zuverlässigkeit der Turbo-Einspeisepumpe

Die RSK hält es für sinnvoll, daß beim Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und bei gleichzeitig unterstelltem Versagen der Diesel-Notstromerzeugungsanlagen das turbogetriebene Einspeisesystem (TJ-System) noch für längere Zeit zur Einspeisung von Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter zur Verfügung steht. Sie nimmt entsprechende Vorschläge der Betreiber zustimmend zur Kenntnis.

II.

BEKANNTMACHUNGEN

ÜBER DIE REAKTOR-SICHERHEITSKOMMISSION (RSK)

II. BEKANNTMACHUNGEN ÜBER DIE REAKTOR-SICHERHEITSKOMMISSION

In diesem Abschnitt sind sämtliche Bekanntmachungen im BAnz. aufgeführt, soweit sie die RSK betreffen und keine Empfehlungen der RSK beinhalten.

BAnz. Nr. 220 vom 23.11.1984

**Satzung der
Reaktor-Sicherheitskommission
und der Strahlenschutzkommission
vom 5. November 1984**

§ 1

**Bildung der Reaktor-Sicherheitskommission
Bildung der Strahlenschutzkommission**

Beim Bundesminister des Innern werden die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und die Strahlenschutzkommission (SSK) gebildet.

§ 2

Beratungsgegenstand

(1) Die Reaktor-Sicherheitskommission berät den Bundesminister des Innern in den Angelegenheiten der Sicherheit und damit in Zusammenhang stehenden Angelegenheiten der Sicherung

1. von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (Kernreaktoren)
2. des Kernbrennstoffkreislaufs (der Beförderung, Verwahrung, Aufbewahrung, Erzeugung, Bearbeitung und Verarbeitung sowie Wiederaufarbeitung, Sicherstellung und Endlagerung von Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen aus Kernbrennstoffen).

(2) Die Strahlenschutzkommission berät den Bundesminister des Innern in den Angelegenheiten des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen.

§ 3

Zusammensetzung

(1) Die Reaktor-Sicherheitskommission besteht in der Regel aus 18 Mitgliedern. Es sollen insbesondere folgende Fachgebiete vertreten sein:

Bautechnik
Elektrotechnik
Geowissenschaften und Bergtechnik
Grundbau
Maschinen- und Apparatebau
Meß- und Regelungstechnik

Nuklearchemie
Reaktorbetrieb
Reaktorphysik
Systemtechnik
Thermodynamik
Verfahrenstechnik
Werkstoffkunde

(2) Die Strahlenschutzkommission besteht in der Regel aus 15 Mitgliedern. Es sollen insbesondere folgende Fachgebiete vertreten sein:

Biophysik
Radiochemie
Radiologie und Nuklearmedizin
Radioökologie
Strahlenbiologie

Strahlengenetik
Strahlenphysik
Strahlenschutzmedizin
Strahlenmeßtechnik
Strahlenschutztechnik

§ 4

Mitglieder

(1) Die Mitgliedschaft in den Kommissionen ist ein persönliches Ehrenamt, das keine Vertretung zuläßt. Die Mitglieder der Kommission sind unabhängig und nicht an Weisungen gebunden.

(2) Der Bundesminister des Innern beruft die Mitglieder der Kommission in der Regel für die Dauer von 3 Kalenderjahren. Eine Wiederberufung in unmittelbarer Folge soll grundsätzlich nur bis zu einer Gesamtdauer von 6 Jahren erfolgen, sofern nicht im Einzelfall aus Gründen der Kontinuität eine Verlängerung erforderlich ist.

(3) Der Bundesminister des Innern kann jedes Mitglied aus besonderen Gründen vorzeitig abberufen. Die Gründe sind dem Mitglied und der jeweiligen Kommission mitzuteilen. Die vorzeitige Abberufung darf nicht wegen einer fachlichen Ansicht erfolgen.

(4) Die Mitglieder der Kommissionen werden vor Aufnahme ihrer Tätigkeit vom Bundesminister des Innern auf gewissenhafte und unparteiische Erfüllung ihrer Aufgaben, zur Vertraulichkeit der Sitzungen (§ 14 Abs. 4) sowie zur Verschwiegenheit über Angelegenheiten verpflichtet, die Gegenstand eines atomrechtlichen oder strahlenschutzrechtlichen Genehmigungs- oder Aufsichtsverfahrens sind und die ihnen als Kommissionsmitglieder zur Kenntnis kommen.

§ 5

Vorsitzender und Stellvertreter

Der Bundesminister des Innern bestellt nach Anhörung der jeweiligen Kommission die Vorsitzenden und deren Stellvertreter in der Regel für die Dauer eines Kalenderjahres. Die Amtszeit des Vorsitzenden soll in unmittelbarer Folge die Dauer von 2 Jahren im Regelfall nicht überschreiten.

§ 6

Ausschüsse

(1) Im Einvernehmen mit dem Bundesminister des Innern oder auf dessen Verlangen setzen die Kommissionen Ausschüsse ein und bestimmen deren Aufträge. Auf Vorschlag der jeweiligen Kommission beruft der Bundesminister des Innern die Mitglieder der Ausschüsse und bestellt deren Vorsitzende. Die Vorsitzenden der Ausschüsse müssen Kommissionsmitglieder sein.

(2) Die Regelungen des § 4 Abs. 1, Abs. 2 Satz 1, Abs. 3 und 4, des § 5 Satz 1, des § 10, des § 11 Abs. 5, des § 12 Abs. 3 und 4 sowie der §§ 13 bis 16 gelten entsprechend für die Ausschüsse, sofern deren Tätigkeit nicht durch besondere Geschäftsordnungen des Bundesministers des Innern nach den Grundsätzen dieser Satzung geregelt wird.

§ 7**Sachverständige**

Die Kommission und ihre Ausschüsse können im Einvernehmen mit dem Bundesminister des Innern Sachverständige zu den Beratungen hinzuziehen. Die Sachverständigen sind vom jeweiligen Vorsitzenden zur Wahrung der Vertraulichkeit (§ 14 Abs. 4) über den Inhalt der Sitzung zu verpflichten.

§ 8**Geschäftsstelle**

Der Bundesminister des Innern sorgt für die Einrichtung von Geschäftsstellen für die Kommissionen. Diese unterstützen die Kommissionen und die Ausschüsse bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben. Einzelheiten werden im Benehmen mit den Kommissionen vom Bundesminister des Innern geregelt.

§ 9**Beratungsaufträge**

(1) Der Bundesminister des Innern erteilt den Kommissionen Beratungsaufträge. Die Kommissionen können auch von sich aus Beratungsthemen aufgreifen.

(2) Der Bundesminister des Innern kann im Einvernehmen mit dem Vorsitzenden der jeweiligen Kommission einem Ausschuß Beratungsaufträge erteilen, wenn die Angelegenheit allein in das Fachgebiet dieses Ausschusses fällt und ihre Bedeutung keine Beratung in der Kommission erfordert.

§ 10**Ausschluß von der Beratung wegen Befangenheit
Anzeigepflichten**

(1) Von der Beratungstätigkeit ist das Mitglied einer Kommission ausgeschlossen, das

1. selbst Beteiligter in einem Genehmigungs- oder Aufsichtsverfahren ist, das Gegenstand der Beratung ist; einem Beteiligten steht gleich, wer durch seine Tätigkeit oder durch Entscheidungen der Behörde in der zur Beratung anstehenden Angelegenheit einen unmittelbaren Vorteil oder Nachteil haben kann;

2. bei einer natürlichen oder juristischen Person oder Vereinigung, die zu dem Personenkreis der Nummer 1 gehört, gegen Entgelt beschäftigt ist oder bei ihr als Mitglied des Vorstandes, des Aufsichtsrates oder eines gleichartigen Organs tätig ist; dies gilt nicht für den, dessen Anstellungskörperschaft beteiligt ist;

3. außerhalb seiner Tätigkeit in der Kommission in der Angelegenheit, die in der Kommission beraten wird oder werden soll, für den Antragsteller oder denjenigen, der einer Aufsichtsmaßnahme unterliegt, ein Gutachten abgegeben, diesen beraten hat oder für diesen sonst tätig geworden ist.

(2) Hält sich ein Mitglied einer Kommission für befangen oder bestehen Zweifel, ob die Voraussetzungen des Absatzes 1 gegeben sind, so ist dies dem Vorsitzenden mitzuteilen. Der Vorsitzende gibt dem Bundesminister des Innern hiervon Kenntnis. Die Kommission entscheidet über den Ausschluß. Das betroffene Mitglied darf an dieser Entscheidung nicht mitwirken.

(3) Das ausgeschlossene Mitglied darf bei der Beratung und Beschlußfassung nicht zugegen sein; es darf jedoch in der Sitzung gehört werden.

(4) Die Mitglieder der Kommission sind verpflichtet, dem Bundesminister des Innern die in ihrer Eigenschaft als Kommissionsmitglieder geführten Korrespondenzen oder Besprechungen mit Antragstellern oder mit denjenigen, die Aufsichtsmaßnahmen unterliegen, über Angelegenheiten, die Gegenstand von Beratungen der jeweiligen Kommission sind, anzuzeigen.

§ 11**Beratungsverfahren**

(1) Die Kommissionen beschließen als Ergebnis ihrer Beratungen Empfehlungen oder Stellungnahmen an den Bundesminister des Innern. Sie sind zu begründen.

(2) Sieht sich eine Kommission nicht in der Lage, eine Empfehlung oder Stellungnahme abzugeben, stellt sie dies durch Beschluß fest und legt ihre Gründe dar.

(3) Die Empfehlungen der Kommissionen werden vom Bundesminister des Innern im Bundesanzeiger veröffentlicht.

(4) Zur Vorbereitung der Beratungstätigkeit der Kommissionen erarbeiten die Ausschüsse Vorschläge für Empfehlungen oder Stellungnahmen. Stellungnahmen eines Ausschusses zu Beratungsaufträgen des Bundesministers des Innern nach § 9 Abs. 2 werden diesem und der Kommission zugeleitet.

(5) Die Kommissionen dürfen ohne Zustimmung des Bundesministers des Innern Dritten keine Stellungnahmen oder Auskünfte geben.

§ 12**Vorbereitung der Sitzungen**

(1) Die Kommissionen legen im Einvernehmen mit dem Bundesminister des Innern Ort und Zeit ihrer Sitzungen fest, in der Regel für 1 Kalenderjahr im voraus.

(2) Der Bundesminister des Innern, der Vorsitzende oder mindestens ein Drittel der Mitglieder einer Kommission können die Einberufung einer außerordentlichen Sitzung verlangen.

(3) Der Vorsitzende beruft die Kommission zur Sitzung ein. Einladungen und vorläufige Tagesordnung werden im Auftrag des Vorsitzenden und im Einvernehmen mit dem Bundesminister des Innern von der Geschäftsstelle aufgestellt und versandt; sie sollen den Sitzungsteilnehmern mindestens zwei Wochen vor der Sitzung vorliegen. Anmeldungen des Bundesministers des Innern zur Tagesordnung sind aufzunehmen.

(4) Die Vorsitzenden können durch die Geschäftsstelle schriftliche Unterlagen über Beratungsprobleme, Beratungsgrundlagen sowie Beschlussvorlagen und mögliche Beschlussalternativen erarbeiten lassen. Die Beratungsunterlagen sollen den Mitgliedern der Kommissionen, dem Bundesminister des Innern und, soweit sie betroffen sind, dem gemäß § 13 Abs. 2 und 4 Eingeladenen mindestens eine Woche vor der Sitzung vorliegen.

§ 13**Teilnahme an Sitzungen**

(1) Die Sitzungen der Kommissionen sind nicht öffentlich.

(2) Auf Veranlassung des Bundesministers des Innern können Vertreter anderer Bundes- und Landesbehörden zu den Sitzungen eingeladen werden. Sie sind einzuladen, wenn der Beratungsgegenstand ein atomrechtliches Genehmigungs- oder Aufsichtsverfahren ihrer Zuständigkeit betrifft; ihre Vertreter sind auf Verlangen zu hören.

(3) Die in Genehmigungs- oder Aufsichtsverfahren zugezogenen Sachverständigen sowie sachverständige Vertreter der Antragsteller und der von Aufsichtsmaßnahmen Betroffenen können vom Vorsitzenden der jeweiligen Kommission im Einvernehmen mit dem Bundesminister des Innern zu den Sitzungen eingeladen werden. Sie sind auf Verlangen des Bundesministers des Innern oder der zuständigen Behörden zu hören.

(4) Die von den Kommissionen hinzugezogenen Sachverständigen (§ 7) nehmen an den Tagesordnungspunkten der Sitzung teil, zu denen sie gehört werden sollen.

(5) Vertreter der Geschäftsstelle nehmen an den Sitzungen teil.

(6) Bei der Beschlußfassung über die Abgabe einer Empfehlung oder Stellungnahme können außer den Kommissionsmitgliedern in der Regel nur die Vertreter des Bundesministers des Innern und der Geschäftsstelle anwesend sein.

§ 14**Durchführung der Sitzungen der Kommissionen**

(1) Der Vorsitzende leitet die Sitzungen.

(2) Die Kommission legt zu Beginn jeder Sitzung im Einvernehmen mit dem Bundesminister des Innern die endgültige Tagesordnung fest.

(3) Das Ergebnisprotokoll der vorangegangenen Sitzung ist von der Kommission zu verabschieden.

(4) Die Sitzungen der Kommissionen sind vertraulich. Die Sitzungsteilnehmer dürfen Dritten keine Auskünfte über Ausführungen einzelner Mitglieder, über Abstimmungen und über den Inhalt des Ergebnisprotokolls geben.

§ 15

**Ergebnisprotokoll
Aufzeichnung des Sitzungsverlaufs**

(1) Die Geschäftsstellen fertigen im Einvernehmen mit dem jeweiligen Vorsitzenden ein Ergebnisprotokoll über jede Sitzung an. Das Ergebnisprotokoll enthält:

1. eine Bezeichnung der Gegenstände der Beratung
2. den Wortlaut der Beschlüsse (Empfehlungen und Stellungnahmen) und ggf. deren Begründung mit den eventuellen Minderheitsvoten gemäß § 16 Abs. 3
3. eine Liste der den Beratungen und der Beschlußfassung zugrunde liegenden schriftlichen Unterlagen
4. die wesentlichen mündlichen Informationen, soweit sie für die Beschlußfassung von Bedeutung waren
5. eine Liste der Sitzungsteilnehmer
6. die Feststellung der Abstimmungsergebnisse in einer Anlage

(2) Zur Erleichterung der Erstellung eines Ergebnisprotokolls zeichnen die Geschäftsstellen den Sitzungsverlauf auf Tonträgern auf, sie gewähren den Mitgliedern der jeweiligen Kommission und den Vertretern des Bundesministers des Innern die Möglichkeit, die Aufzeichnungen anzuhören. Spätestens nach einem Jahr sind die Aufzeichnungen zu löschen.

(3) Das Ergebnisprotokoll ist vom Vorsitzenden der jeweiligen Kommission und von einem Beauftragten der Geschäftsstelle zu unterzeichnen.

(4) Die Geschäftsstellen übersenden das Ergebnisprotokoll und die Anlage über die Feststellung der Abstimmungsergebnisse den Mitgliedern der jeweiligen Kommission und dem Bundesminister des Innern. Auf Veranlassung des Bundesministers des Innern wird weiteren Behörden das Ergebnisprotokoll zu den Tagesordnungspunkten übersandt, zu denen sie zu den Sitzungen eingeladen waren. Diese Behörden können die Auszüge nach Verabschiedung des Ergebnisprotokolls durch die jeweilige Kommission (§ 14 Abs. 3) an von ihnen zugezogene Sachverständige oder an Antragsteller sowie an von Aufsichtsmaßnahmen Betroffene weitergeben, soweit diese durch Beratungsergebnisse betroffen sind.

§ 16

Beschlußfassung

(1) Die Kommissionen fassen ihre Beschlüsse mit der Mehrheit der Stimmen der berufenen Mitglieder. In Ausnahmefällen kann ein Beschluß darüber hinaus auch im Umlaufverfahren herbeigeführt werden; widerspricht ein Mitglied ausdrücklich diesem Verfahren, so gilt dieses als gescheitert. Die jeweilige Kommission hat dann auf ihrer nächsten Sitzung Beschluß zu fassen.

(2) Für Empfehlungen zum Standort oder zur Konzeption einer kerntechnischen Anlage sowie zur Inbetriebnahme ist eine Mehrheit der Stimmen von mindestens zwei Dritteln der berufenen Mitglieder erforderlich.

(3) Alle Mitglieder haben gleiches Stimmrecht und tragen gemeinsam die Verantwortung für die Beschlüsse der jeweiligen Kommission. Überstimmte Mitglieder können von dem Recht Gebrauch machen, daß ihre abweichende Meinung im Ergebnisprotokoll oder bei Veröffentlichung von Empfehlungen zum Ausdruck gebracht wird.

§ 17

Vergütung der Tätigkeit in den Kommissionen

(1) Der Bundesminister des Innern setzt die Vergütung der Tätigkeit der Mitglieder der Kommissionen und der Ausschüsse sowie der zugezogenen Sachverständigen im Benehmen mit den Kommissionen fest.

(2) Die Vergütung umfaßt ein Fachhonorar, eine Reisekostenvergütung und eine Sitzungsvergütung. Aufwendungen in besonderen Fällen können ersetzt werden.

§ 18

Inkrafttreten

Diese Satzung tritt am 1. Januar 1985 in Kraft. Sie ersetzt die Bekanntmachung über die Bildung einer Reaktor-Sicherheitskommission in der Fassung vom 15. Dezember 1980 und die Bekanntmachung über die Bildung einer Strahlenschutzkommission vom 19. April 1974 sowie die auf ihnen beruhenden Geschäftsordnungen der Kommissionen und der Ausschüsse.

BAnz. Nr. 39 vom 26.2.1986

**Bekanntmachung
über die Zusammensetzung der
Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)**

Prof. Dr. Adolf Birkhofer
– Vorsitzender –
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching
und
Lehrstuhl für Reaktordynamik und Reaktorsicherheit der TU
München

Prof. Dr. Josef Eibl
– stellvertretender Vorsitzender –
Institut für Massivbau und Baustofftechnologie, Universität
Karlsruhe (TH)

Prof. Dr. Franz Baumgärtner
Institut für Radiochemie der TU München

Dr. Hubert Eschrich
Eurochemic, Belgien – 2400 Mol

Dr. Manfred Fischer
Institut für Technische Physik im Forschungsbereich Energetik
der DFVLR, Stuttgart

Prof. Dr. Heinz Haferkamp
Institut für Werkstoffkunde, Universität Hannover

Prof. Dr. Hilmar Jaschek
Lehrstuhl für Systemtheorie der Elektrotechnik der Universität
des Saarlandes, Saarbrücken

Dr. Klaus Kühn
Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (GSF)
Institut für Tief Lagerung, Braunschweig

Prof. Dr. Karl Kußmaul
Staatliche Materialprüfungsanstalt der Universität Stuttgart
und
Lehrstuhl für Materialprüfung, Werkstoffkunde und Festigkeits-
lehre der Universität Stuttgart

Prof. Dr. Franz Mayinger
Lehrstuhl A für Thermodynamik der TU München

Prof. Dr. Erich Merz
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
– Institut für Chemische Technologie –

Prof. Dr. Otfried Natus
Institut für Boden- und Felsmechanik der Universität Karlsruhe

Prof. Dr. Hubertus Nickel
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
– Institut für Reaktorwerkstoffe –
und
Lehrstuhl für Reaktorwerkstoffe und Brennelemente der RWTH
Aachen

Dr. Herbert Schenk
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH

Dr. Rudolf Trumpfheller
Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungs-Verein
e.V., Essen

Dipl.-Phys. Manfred Tscherner
Technischer Überwachungs-Verein Rheinland e.V., Köln

Dipl.-Chem. Jürgen Wilhelm
Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik im Kernfor-
schungszentrum Karlsruhe GmbH

ANHANG

STICHWORTVERZEICHNIS FÜR TEIL I

Das Stichwortverzeichnis ist in vier Abschnitte gegliedert:

1. Kernkraftwerke (Seite A-1 bis A-4)
2. Forschungsreaktoren (Seite A-5)
3. Anlagen des Brennstoffkreislaufs (Seite A-6 bis A-7)
4. Nicht projektgebundene Fragestellungen (Seite A-8)

1. KERNKRAFTWERKE (REAKTOREN)

Seite

Kernkraftwerk Biblis, Blöcke A und B

Frischdampf-Armaturenstation	I-369
Frischdampf-Leitungen	I-369
kleines Leck im Primärkreis	I-369
Leckageüberwachungssystem	I-369
Sicherheitsventile	I-369

Kernkraftwerk Brokdorf (KBR)

Aktivitätsüberwachung im Abwasser	I-425
Betrieb	I-424
Blitzschutz	I-424
Brandschutz	I-424
Einwirkungen von außen (Erdbeben, Flugzeugabsturz, chemische Explosionen)	I-424
Elektrische Einrichtungen	I-424
Flucht- und Rettungswege	I-424
Inbetriebnahme	I-424, 425
Sicherheitssystem-Leittechnik	I-424
Notstromversorgung	I-424
Qualität der Äußeren Systeme	I-423
Qualität der Druckführenden Umschließung	I-423
Sicherheitsbehälter (Werkstoff)	I-423
Sicherheitsbeirat	I-424
Sicherheitskonzept	I-423
Strahlenschutz	
- Personal	I-425
- Umgebung	I-425
Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	I-424

Kernkraftwerk Grohnde (KWG)

Aktivitätsüberwachung im Abwasser	I-375
Betrieb	I-378,379
Blitzschutz	I-377
Brandschutz	I-377
Dampferzeuger-Heizrohrbruch (Fahrweise der Anlage)	I-376
Druckspeicher (Absperrung bei mittleren und kleinen Lecks)	I-376
Einwirkungen von außen (Erdbeben, Flugzeugabsturz, chemische Explosion)	I-377
Flucht- und Rettungswege	I-377
Gleichstromanlage	I-377
Handarmaturen (Stellungsüberwachung)	I-376
Inbetriebnahme	I-378
Sicherheitssystem-Leittechnik	I-375
Lüftungsanlagen	I-375
Notkühlung (Wirksamkeit und Zuverlässigkeit)	I-377
Notstromversorgung	I-377
Qualität der Äußeren Systeme	I-375
Qualität der Druckführenden Umschließung	I-375
Reaktorschnellabschaltsystem	I-377
Reaktorschutzsystem	I-377

1. KERNKRAFTWERKE (REAKTOREN)	Seite
Sicherheitsbehälter (Leckratenprüfung)	I-375
Sicherheitsbeirat	I-378
Sicherheitskonzept	I-374 ff
Strahlenschutz	
- Personal	I-378
- Umgebung	I-378
Wasserstoffkonzentration (Begrenzung)	I-376
Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	I-375
 <u>Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2)</u>	
Aktivitätsüberwachung im Abwasser	I-371
Betrieb	I-373,374
Blitzschutz	I-373
Brandschutz	I-372
Dampferzeuger-Heizrohrbruch (Fahrweise der Anlage)	I-372
Druckspeicher (Absperrung bei mittleren und kleinen Lecks)	I-371
Einwirkungen von außen (Erdbeben, Flugzeugabsturz, chemische Explosionen)	I-372
Flucht- und Rettungswege	I-372
Gleichstromanlage	I-373
Handarmaturen (Stellungsüberwachung)	I-371
Inbetriebnahme	I-373
Sicherheitssystem-Leittechnik	I-372
Lüftungsanlagen	I-371
Notkühlung (Wirksamkeit und Zuverlässigkeit)	I-372
Notstromversorgung	I-373
Qualität der Äußeren Systeme	I-370
Qualität der Druckführenden Umschließung	I-370
Reaktorschnellabschaltsystem	I-373
Reaktorschutzsystem	I-372
Sicherheitsbehälter (Leckratenprüfung)	I-371
Sicherheitsbeirat	I-373
Sicherheitskonzept	I-370 ff
Strahlenschutz	
- Personal	I-373
- Umgebung	I-374
Wasserstoffkonzentration (Begrenzung)	I-371
Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	I-371
 <u>Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK)</u>	
Armaturengehäuse in der Druckführenden Umschließung	I-402
ATOG (Abnormal Transient Operating Guidelines)	I-405
Betrieb	I-405
Blitzschutz	I-405
Brandschutz	I-401
Dampferzeuger	I-402
Dampferzeuger-Heizrohrbruch (Fahrweise der Anlage)	I-404
Druckhalter	I-402,404
Druckspeicher (Absperrung bei mittleren und kleinen Lecks)	I-403
Einwirkungen von außen (Erdbeben, Flugzeugabsturz, chemische Explosionen)	I-401
Flucht- und Rettungswege	I-401

1. KERNKRAFTWERKE (REAKTOREN)	Seite
Füllstandsmessung (Reaktorkühlkreislauf)	I-403
Gleichstromanlage	I-405
Hauptkühlmittelleitungen	I-402
Hauptkühlmittelpumpen	I-402,404
Inbetriebnahme	I-405,407
Integriertes Blockregelsystem	I-404
Sicherheitssystem Leittechnik	I-404
Notstromversorgung	I-405
Primärsystem (kleine Lecks)	I-403
Qualität der Äußerer Systeme	I-403
Qualität der Druckführenden Umschließung	I-402
Reaktordruckbehälter	I-402
Reaktorschnellabschaltsystem	I-404
Reaktorschutzsystem	I-404
Sicherheitsbehälter (Qualität)	I-403
Sicherheitskonzept	I-401
Störfall (Zustandsorientiertes Vorgehen)	I-405
Störfallinstrumentierung	I-405
Strahlenschutz	
- Personal	I-406
- Umgebung	I-406
Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	I-402
<u>Kernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300)</u>	
Betriebshandbuch	I-379
Doppler-SODAR-System	I-380
Inbetriebsetzung, Ergebnisse	I-379
Inbetriebsetzungsprogramm	I-380,381
Sicherheitssystem-Leittechnik	I-379
Störfallbeherrschung	I-379,380
Strahlenschutz	
- Personal	I-380
- Umgebung	I-380
<u>Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)</u>	
Abschalteinrichtungen	I-418
Bauwerke	I-412
Bethe-Tait-Störfall	I-418
Betriebshandbuch	I-419
Blitzschutz	I-418
Brandschutz	I-413
Brennelementlager (Nachwärmeabfuhr)	I-417
DND-System	I-418
Lebensdauerüberwachung der Umschließung des Primär-, Sekundär- und Tertiärkreislaufs	I-416
Leckageerkennung	I-415
Natriumbrände	I-413
Qualität der Rohrleitungen und Komponenten	I-413 ff
Reaktorbetrieb	I-418 ff
Reaktorkern (Auslegung Mark Ia)	I-417
Reaktorkern (Nachzerfallsleistung Mark Ia)	I-418

1. KERNKRAFTWERKE (REAKTOREN)	Seite
Rettungswege	I-413
Schadensfrüherkennung	I-416
Sicherheitssystem-Leittechnik	I-418
Störfallfestigkeit von Sicherheitseinrichtungen	I-418
Strahlenschutz	
- Personal	I-419
- Umgebung	I-419 ff
Werkstoffprogramme (Primär-, Sekundär-, Tertiärkreislauf)	I-415
Wiederkehrende Prüfungen	I-416

2. FORSCHUNGSREAKTOREN

SeiteForschungsreaktor BER II in Berlin

Abschaltsystem	I-411
Betrieb	I-411
Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz)	I-411
Leistungserhöhung	I-411
Reaktorschutzsystem	I-411
Umbau	I-411

3. ANLAGEN DES BRENNSTOFFKREISLAUFS	Seite
<u>Urananreicherungsanlage Gronau (UAG)</u>	
Betrieb	I-407,409
Sicherheitskonzept	I-407
Standort	I-407
Störfälle	I-408
Strahlenschutz	
- Personal	I-408
- Umgebung	I-408
UF-6-Lagerung	I-408
WAU (Wiederaufgearbeitetes Uran)	I-408
<u>Reaktor-Brennelement Union, Werk 1 (RBU 1)</u>	
Konversion (UF-6 → UO ₂)	I-409
Sicherheitskonzept	I-409,410
Störfälle	I-410
Strahlenschutz	
- Personal	I-409
- Umgebung	I-409
WAU (Wiederaufgearbeitetes Uran)	I-409
<u>NUKEM/HOBEG</u>	I-421,422
Abgasreinigung	I-421
Brandschutz	I-422
Kritikalitätsauslegung	I-421
Leittechnik	I-422
Lüftungsanlagen	I-421
Mengenbegrenzung (Schwermetalle)	I-421
Schwermetallmenge	I-421
Störfälle	I-422
Strahlenschutz	
- Personal	I-422
- Umgebung	I-422
<u>ALKEM</u>	I-382 ff.
Einwirkungen von außen (Sturm, Hochwasser, Blitzschlag, Eindringen schädlicher Stoffe, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwellen)	I-383
Erdbeben (Auslegung gegen Erdbeben)	I-384
Handschuhkastentechnik	I-383
Kontrollbereiche	I-382
Notstromversorgung	I-384
Plutoniumzusammensetzung	I-382,383
Sicherheitseinschluß radioaktiver Stoffe	I-382,384
Sicherheitskonzept	I-384
Störfälle	I-383
Spaltstofflager	I-382,384
Strahlenschutz	
- Personal	I-383
- Umgebung	I-383

3. ANLAGEN DES BRENNSTOFFKREISLAUFS	Seite
<u>Wiederaufarbeitungsanlage (WAW)</u>	
Abfallbehandlung	I-394, 399
Abfallagerung	I-394, 398
Abgas	I-393, 394
Ableitung radioaktiver Stoffe	I-393
AU/PuC-Verfahren	I-392
Barrierenkonzzept	I-388, 393
Bautechnische Auslegung	I-398, 399
Brandschutz	I-396, 397
Brennelement-Eingangslager	I-390, 400
Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, chemische Explosionen)	I-399, 400
Elektrische Energieversorgung	I-392
Erdbeben (Auslegung)	I-386, 398
Femo-Technik	I-387, 388, 396, 398
Glaskokillen	I-389, 394, 400
HAW	I-388, 389, 394, 395, 397, 400
Kritikalitätssicherheitskonzept	I-390, 397
Kühlkonzept	I-389
LAW	I-395, 398
Leittechnik	I-392
Lüftungskonzept	I-388
MAW	I-388, 394, 395, 398
Minimierung der Auswirkungen auf die Umwelt	I-399
Mischoxid-Brennelementherstellung	I-392, 395, 398, 400
OKOM-Verfahren	I-392
Purex-Verfahren	I-387
Qualitätssicherung	I-396
Rettungswege	I-396
Sicherheitskonzept	I-387 ff., 400
Standort	I-385, 386
Störfallanalyse	I-396, 397
Strahlenschutz	
- Personal	I-395
- Umgebung	I-395

 4. NICHT PROJEKTGEBUNDENE FRAGESTELLUNGEN

Seite

RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

I-381

Hauptkühlmitteleitung (zu unterstellende Leckagen und Brüche)

- Reaktions- und Strahlkräfte bei Brüchen, Druckaufbau und Druckwellen bei Brüchen
- Notkühlung bei Brüchen (Wirksamkeit, Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters, Standsicherheit der Komponenten)
- Reaktordruckbehälter (zu unterstellender Leckquerschnitt, Bruch eines Steuerelementstutzens)
- Druckabsicherung des Niederdrucksystems gegen das Hochdrucksystem

Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke

Absperrklappen	I-426
Absperrventile	I-426
Baulinie 69 (SWR)	I-427
Containmentabschluß	I-426
Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (DWR)	I-427
Druckwasserreaktoren	I-427
Gebäudeabschlußarmaturen	I-426
Inertisierung des Sicherheitsbehälters (SWR)	I-427
Notabschluß (Containment)	I-426
Notfallschutz	I-426
Notsteuerstelle	I-426
Reaktorsicherheitsbehälter-Abschluß	I-426
Schwebstofffilter	I-427
Siedewasserreaktoren	I-427
Turboeinspeisepumpe	I-428
Warte	I-426
Wartenluftfilterung	I-427

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3-923875-15-0