



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

Empfehlungen
der
Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
1975–1977 (Band 3)

Manfred Schneider

GRS-12 (August 1978)

V O R W O R T

Im Jahre 1958 wurde vom Bundesminister für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) berufen. Die RSK hat die Aufgabe, den zuständigen Bundesminister - seit 1972 ist dies der Bundesminister des Innern - in allen Fragen der Sicherheit von Atomanlagen, insbesondere bei der Wahrnehmung der ihm im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren nach Artikel 85 des Grundgesetzes obliegenden Aufgaben, 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 zuständigen Bundesminister zusammen.

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

Die *Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission* gibt im Auftrage des Bundesministers des Innern die im Bundesanzeiger veröffentlichten Empfehlungen nochmals geschlossen in Berichtsform heraus.

Die Berichte sind in zwei Teile gegliedert: Teil I enthält die Empfehlungen der RSK, Teil II Bekanntmachungen über die RSK. Jeder Band enthält ein Stichwortverzeichnis.

Mit dem jetzt herausgegebenen Band liegen nunmehr drei 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 3 enthält auch die gemeinsam von der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission verabschiedete Empfehlung zum Entsorgungszentrum.

P R E F A C E

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 of safety in nuclear plants, especially in those tasks which the minister has to fulfill in consequence of article 85 of the Fundamental Law of the Federal Republic of Germany. Since 1972 the Federal Minister of the Interior is 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 responsible federal minister.

Since the RSK was newly established and reorganized in 1971 by the Federal Minister of Education and Science, the recommendations are published in the "Bundesanzeiger" (BAZ). This makes the work of the RSK transparent for the public.

After the recommendations are published in the "Bundesanzeiger" the *Office of the RSK* publishes them once more as a closed report, by order of the Federal Minister of the Interior.

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

Three volumes are published by now:

Volume 1: IRS-A-9 (December 1975), Recommendations of the RSK 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 1974 to 1975, (97th to 105th meeting)
pages: I-117 to I-145

Volume 3: GRS-12 (August 1978), Recommendations of the RSK 1975 to 1977 (106th to 129th meeting)
pages: I-146 to I-276 and II-24 to II-25

Volume 3 also contains the recommendation on German Waste Treatment and Storage Centre which was given by the Reactor Safety Commission (RSK) in community with the Radiological Protection Commission (SSK), in autumn 1977.

I. Bekanntmachungen von Empfehlungen
der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)

106. Sitzung am 17.09.1975

- | | |
|---|-------|
| 1. Stellungnahme der RSK zu dem USAEC-Bericht WASH-1400 (Rasmussen-Report) und zur Risiko-
beurteilung | I-146 |
| 2. Kernkraftwerk Grohnde
Schutz gegen chemische Explosionen | I-149 |

107. Sitzung am 15.10.1975

- | | |
|---|-------|
| 1. Kernkraftwerk Lingen (KWL)
Befristeter Betrieb mit den reparierten Dampf-
umformern | I-149 |
| 2. Kernkraftwerk Würgassen (KWW)
Befristeter Weiterbetrieb mit den Schnellab-
schaltbehältern | I-150 |

108. Sitzung am 12.11.1975

- | | |
|--|-------|
| 1. Kernkraftwerk Brokdorf
Standort, Sicherheitskonzept und 1. Teil-
errichtungsgenehmigung | I-151 |
|--|-------|

Seite

110. Sitzung am 18.02.1976

- | | |
|---|-------|
| 1. Kernkraftwerk Biblis, Block B
Inbetriebnahme | I-155 |
| 2. Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN)
Inbetriebnahme | I-160 |
| 3. Werkstoffe für Druckbehälter und Sicherheits-
behälter in der Kerntechnik | I-167 |

111. Sitzung am 17.03.1976

- | | |
|---|-------|
| 1. Kernkraftwerk Isar (KKI)
Schnellabschaltbehälter | I-168 |
| 2. Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe (MZFR)
Weiterbetrieb über das Jahr 1977 hinaus | I-169 |

112. Sitzung am 28.04.1976

118. Sitzung am 10.11.1976

- | | |
|---|-------|
| 1. Kernkraftwerk BASF
Standort BASF-MITTE und Sicherheitskonzept | I-172 |
|---|-------|

114. Sitzung am 22./23.06.1976

- | | |
|---|-------|
| 1. Kernkraftwerk Biblis B
Druckhalter, Druckspeicher, Speisewasserbehälter | I-186 |
|---|-------|

	<u>Seite</u>
2. Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN)	I-188
3. Kernkraftwerk Unterweser (KKU) Nukleare Inbetriebnahme und Betrieb	I-190
4. Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300) Einbeziehung des Tauchkühlsystems in das Konzept der Nachwärmeabfuhr	I-197
5. Kernkraftwerk Krümmel Konzept des Schnellabschaltsystems mit Einzel tanks	I-198

115. Sitzung am 28.08.1976

1. Kernkraftwerk Biblis, Block A Weiterbetrieb nach dem ersten Brennelement- wechsel	I-201
--	-------

116. Sitzung am 15.09.1976

1. Sicherheitsbehälter aus Stahl bei Leichtwasser- reaktoren Auslegungsbedingungen und Anforderungen an den Werkstoff und an dessen Verarbeitung	I-203
---	-------

117. Sitzung am 13.10.1976

1. Kernkraftwerk Biblis, Block B Weiterbetrieb des Speisewasserbehälters	I-206
---	-------

118. Sitzung am 10.11.1976

- | | |
|--|-------|
| 1. Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP 1)
Nukleare Inbetriebnahme und Betrieb | I-208 |
| 2. Kernkraftwerk Isar (KKI)
Nukleare Inbetriebnahme und Betrieb | I-215 |

119. Sitzung am 15.12.1976

- | | |
|--|-------|
| 1. Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2)
Standort und Sicherheitskonzept | I-223 |
| 2. Sicherheitstechnische Fragestellungen bei KWU-
Druckwasserreaktoren 1300 MWe
Kernkraftwerke Biblis C, Hamm, Philippsburg 2,
Vahnum | I-228 |

120. Sitzung am 19.01.1977

- | | |
|--|-------|
| 1. Brennelementfertigungsanlage der Firma Exxon
in Lingen | I-242 |
|--|-------|

121. Sitzung am 16.02.1977

- | | |
|--|-------|
| 1. Kernkraftwerk Hamm
Standort und Sicherheitskonzept | I-243 |
|--|-------|

	<u>Seite</u>
2. 300-MWe-THTR-Prototypkernkraftwerk (THTR-300) Notkühlsystem	I-248

122. Sitzung am 16.03.1977

1. Stellungnahme - vom Bundesminister des Innern der Presse übergeben - zum Urteilsspruch des Verwaltungsgerichts Freiburg in Sache Kernkraft- werk Süd (Wyl)	I-249
--	-------

125. Sitzung am 22.06.1977

1. Kernkraftwerk Obrigheim 1 Errichtung eines Notstandssystems und externen Brennelementlagers	I-250
2. Kernkraftwerk Würiggassen Konzept eines gemeinsamen Gebäudes für das Schnellabschaltsystem und das Unabhängige Nachkühlsystem	I-252
3. Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 (KNK 2) Beladen des Kerns und Nulleistungsprüfungen	I-252

126. Sitzung am 21.09.1977

1. Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk 1 (KRB 1) Wiederinbetriebnahme	I-255
---	-------

	<u>Seite</u>
2. Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR-300) Vorgespannter Gußdruckbehälter zur Verwendung als Steuergas-Lagerbehälter (VGD-S)	I-257

127. Sitzung am 19.10.1977

1. Kernenergieforschungsschiff NS OTTO HAHN Betrieb bis zum Jahre 1982	I-258
---	-------

1. Gemeinsame Sitzung von RSK und SSK am 20.10.1977

1. Grundsätzliche sicherheitstechnische Realisier- barkeit des Entsorgungszentrums Beurteilung und Empfehlungen der Reaktor-Sicher- heitskommission (RSK) und der Strahlenschutz- kommission (SSK) vom 20.10.1977	I-260
---	-------

128. Sitzung am 23.11.1977

1. Brennelementfertigungsanlage Karlstein, RBU-Werk 2 Neugenehmigung nach § 7 AtG für den Weiterbetrieb	I-273
---	-------

Seite

129. Sitzung am 21.12.1977

- | | |
|---|-------|
| 1. Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2
(KNK 2)
Durchführung der Leistungsprüfungen und
Leistungsbetrieb | I-275 |
|---|-------|

II. Bekanntmachungen über die Reaktor-Sicherheitskommission

- | | |
|---|-------|
| Zusammensetzung der Reaktor-Sicherheitskommission | II-24 |
|---|-------|

Anhang A: Stichwortverzeichnis für Teil I

- | | |
|---|------|
| 1. Kernkraftwerke und -reaktoren | A-2 |
| 2. Andere kerntechnische Einrichtungen | A-14 |
| 3. Nicht projektgebundene Fragestellungen | A-15 |

Teil I

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

Nach § 9 Abs. 2 der Bekanntmachung über die Bildung einer Reaktor-Sicherheitskommission in der Fassung vom 25. Mai 1973 (siehe BAZ Nr. 118 vom 29. Juni 1973 bzw. IRS-A-11, S. II-15 ff.) werden die Empfehlungen der RSK im Bundesanzeiger (BAZ) veröffentlicht. Als Ergebnisse der 106. bis 125. Sitzung der RSK wurden folgende Empfehlungen bekanntgegeben:

BAZ Nr. 37 vom 24.2.1976

106. Sitzung am 17.9.1975

1. Stellungnahme der RSK zu dem USAEC-Bericht WASH 1400 (Rasmussen-Report) und zur Risikobeurteilung

1. Einführung

Zum Sicherheitsnachweis eines jeden Kernkraftwerkes gehört die Analyse eines weiten Spektrums postulierter Störfälle. In der Störfallanalyse werden deshalb aufgrund ihrer "Glaubhaftigkeit" verschiedene "Auslegungsstörfälle" definiert, die die Basis für die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken bilden und insbesondere für die Bemessung der sicherheitstechnischen Einrichtungen dienen.

Die Auswahl von Auslegungsstörfällen beruht auf einer nicht quantifizierten Abschätzung von Ereigniswahrscheinlichkeiten. Auf dieser Basis werden Störfälle postuliert, die bei der Auslegung zu berücksichtigen sind. Die Analyse der Störfälle und die Bestimmungen der notwendigen sicherheitstechnischen Einrichtungen erfolgt dann mit deterministischen Methoden. Diese Vorgehensweise wird durch verschiedene sicherheitstechnische Forderungen ergänzt. Es wird gefordert, daß eine Sicherheitseinrichtung zur Beherrschung eines unterstellten Störfalles auch dann noch funktionsfähig bleibt, wenn eine aktive Einzelkomponente der Sicherheitseinrichtung versagt (Einzelfehlerkriterium). Ferner wird verlangt, daß zur Beherrschung eines unterstellten Störfalles mehrere, voneinander unabhängige Sicherheitseinrichtungen vorhanden sind (Mehrfachredundanzen). Schließlich erfolgt die Analyse der bei den unterstellten Störfällen auftretenden Kräfte und sonstigen Belastungen (z.B. Temperatur) und die Auslegung der Sicherheitssysteme in konservativer Weise, wobei ebenfalls wahrscheinlichkeitstheoretische Überlegungen eine Rolle spielen. Die konservativ-mechanistische Behandlung der Störfälle dient auch dazu, Fehler gemeinsamer Ursache (common mode) soweit wie möglich zu reduzieren, was bei einer rein probabilistischen Betrachtungsweise nur sehr schwer möglich wäre. Die aus dem Betrieb von Kernkraftwerken vorliegenden Erfahrungen zeigen, daß sich diese Methoden, die sich in den Sicherheitskonzepten niederschlagen, im wesentlichen bewährt haben.

Seit etwa 10 Jahren werden jedoch Anstrengungen unternommen, den relativ großen Ermessensspielraum in der bisherigen Vorgehensweise bei der Auswahl der zu unterstellenden Störfälle durch Kriterien zu ersetzen, die auf einer zahlenmäßig faßbaren, probabilistischen Abschätzung beruhen. Ziel dieser Arbeiten ist es einerseits, nachvollziehbare Aussagen über das Risiko durch den Betrieb von Kernkraftwerken - im Vergleich zu anderen natürlichen oder zivilisatorischen Risiken - zu erhalten, und andererseits - im Sinne einer Aufwand-Nutzen-Analyse - die Beeinflussung des Risikos durch zusätzliche Einrichtungen und Maßnahmen beurteilen zu können. So wurden z.B. in der Bundesrepublik Deutschland insbesondere für die Notkühlsysteme sehr detaillierte Wahrscheinlichkeitsuntersuchungen durchgeführt. Die umfassendste Arbeit dieser Art wurde in den USA im Auftrag der AEC in der Zeit von 1972 bis 1974 mit einem Aufwand von 50 Mannjahren in Form der Reaktor-Sicherheitsstudie (WASH 1400, sog. Rasmussen-Report) erstellt, in der der Versuch unternommen wurde, das Risiko durch mögliche Störfälle an Kernkraftwerken in seiner Gesamtheit realistisch abzuschätzen.

2. Wertung der Ergebnisse der Sicherheitsstudie

Die RSK hält derartige Bemühungen für notwendig, da nach ihrer Ansicht durch vergleichende Risikoanalysen die Homogenisierung der sicherheitstechnischen Anforderungen gefördert und u.a. auch die Aufdeckung von Schwachstellen in der Beherrschung von Störfällen erleichtert wird. Hierdurch kann vermieden werden, daß bestimmte Störfälle bzw. Störfallabläufe in ihrer Bedeutung überbewertet und gleichzeitig andere, mit gleichem oder höherem Gefahrenpotential, in der Auslegung nur unzureichend berücksichtigt werden. Diese Ansicht wird durch die Ergebnisse der Sicherheitsstudie erhärtet, nach denen beispielsweise für das in der Studie betrachtete Konzept eines US-Druckwasserreaktors ein bisher wenig beachteter Bruch im Nachkühlsystem außerhalb des Sicherheitsbehälters merklich zum gesamten Risiko beiträgt.

2.1 Übertragbarkeit auf deutsche Verhältnisse

Nach Meinung der RSK können allerdings die quantitativen Ergebnisse der Sicherheitsstudie nicht ohne weiteres auf die Verhältnisse in der Bundesrepublik Deutschland übertragen werden. So trägt nach den Ergebnissen dieser Sicherheitsstudie (WASH 1400) ein Versagen des Reaktordruckbehälters nur unwesentlich zum Gesamtrisiko bei, vorausgesetzt, daß ein direkter Folgeschaden am Sicherheitsbehälter äußerst unwahrscheinlich ist. Vielmehr wird bei amerikanischen Anlagen das Gesamtrisiko durch den Ausfall der Kernnotkühlsysteme bestimmt. Die jedoch in der Bundesrepublik Deutschland geltenden höheren sicherheitstechnischen Anforderungen, insbesondere an Redundanz und räumliche Trennung von Sicherheitseinrichtungen, lassen eine bessere Verfügbarkeit dieser Systeme erwarten. Beispielsweise ergibt sich für die Kernnotkühlsysteme deutscher Anlagen eine höhere Verfügbarkeit. Man muß also in der Bundesrepublik Deutschland die relative Bedeutung des Versagens der Notkühlung und die des Versagens des Reaktordruckbehälters anders bewerten.

Die im Vergleich zu amerikanischen Standorten höhere Bevölkerungsdichte in der Umgebung deutscher Standorte wäre zwar bei angenommenem gleichen Individualrisiko mit einem höheren Bevölkerungsrisiko verbunden; die RSK ist jedoch der Meinung, daß der Einfluß der höheren Bevölkerungsdichte durch die höheren sicherheitstechnischen Anforderungen an deutsche

Anlagen mindestens kompensiert wird.

2.2 Offene Fragen

Eine kritische Bewertung der Sicherheitsstudie bestätigt die einer Risikoanalyse heute noch gezogenen Grenzen. Während im bisherigen Sicherheitskonzept Unsicherheiten in der Analyse von Störfallabläufen durch konservative Annahmen abgedeckt werden, sind bei einer Risikoanalyse, die über eine Abschätzung hinaus als Basis für eine Risikobewertung dienen soll, realistische Aussagen über Ablauf und Auswirkungen der Störfälle bis hin zu Sach- und Personenschäden erforderlich, oder es sind zumindest die in den Berechnungen enthaltenen Sicherheitsmargen zu quantifizieren. Dies ist vor allem bei sehr unwahrscheinlichen Störfällen, die möglicherweise zum Schmelzen des Reaktorkerns und zum Versagen des Sicherheitsbehälters führen, noch nicht in befriedigender Weise möglich. Es muß auch die Frage gestellt werden, ob es in Zukunft möglich sein wird, die Versagenswahrscheinlichkeit von Einzelkomponenten für sehr unwahrscheinliche Versagensmechanismen hinreichend zu präzisieren.

Noch nicht völlig geklärt ist bisher die Frage, wie Wahrscheinlichkeiten für störfallauslösende und den Ablauf beeinflussende Ereignisse unter Einschluß menschlicher Verhaltensweisen und Fehler gemeinsamer Ursachen (common mode) ausreichend genau angegeben werden sollen. Wegen der bei Kernkraftwerken - gegenüber konventionellen Anlagen - im allgemeinen höheren Anforderungen an Auslegung, Prüfung und Überwachung, ist die Ermittlung dieser Daten durch Extrapolation aus der konventionellen Technik nur konservativ möglich. Dabei ist allerdings zu beachten, daß im Kernkraftwerksbau - häufig wegen der Blockgröße - oftmals neuartige Konstruktionen mit geringer Betriebserfahrung eingesetzt werden müssen. Mögliche Fehler gemeinsamer Ursache, die oft schwer zu identifizieren sind, stellen unter Umständen die statistische Unabhängigkeit redundanter Systeme und damit die Zahlenwerte der Zuverlässigkeitsuntersuchung in Frage und lassen nach wie vor ein konservatives Vorgehen ratsam erscheinen.

Um von einer Risikoabschätzung zu einer Risikobewertung zu gelangen, ist es notwendig, neben einer Einengung der Unsicherheiten in der Bestimmung der durch Störfälle verursachten Schäden und der zugehörigen Schadenswahrscheinlichkeiten einen geeigneten Bewertungsmaßstab zu finden. Hierzu ist u.a. auch die systematische Erfassung der in anderen Bereichen gegebenen Risiken notwendig.

3. Schlußfolgerungen

Obwohl ein ausschließlich probabilistisches Sicherheitskonzept verfrüht erscheint, ist die RSK aufgrund der oben genannten Überlegungen der Ansicht, daß die quantitative Risikoanalyse einen wichtigen Beitrag zur Reaktorsicherheit leisten und insbesondere zur Homogenisierung der sicherheitstechnischen Auslegung beitragen kann. Darüber hinaus hält die RSK eine Risikoanalyse für notwendig, um den Einfluß unterschiedlicher Standortverhältnisse zu quantifizieren. Dabei ist die Sicherheitsstudie WASH 1400 von großem Nutzen, da die eigenen Arbeiten zum einen vor allem auf die Analyse solcher Störfälle und Störfallabläufe konzentriert werden können, deren Beitrag zum Risiko signifikant ist, und zum anderen darauf, systembedingte Abweichungen von amerikanischen Anlagen zu untersuchen.

Die RSK empfiehlt daher, daß die im Auftrag der Bundesregierung in die Wege geleiteten Untersuchungen zur Weiterentwicklung und Verbesserung der Risikoanalyse verstärkt und unter Berücksichtigung der in dieser Stellungnahme genannten Schwerpunkte vorangetrieben werden.

2. Kernkraftwerk Grohnde Schutz gegen chemische Explosionen

Die RSK hat untersucht, ob eine Verbauung des Innenhofs des Kernkraftwerkes Grohnde aus Gründen des Explosionsschutzes erforderlich ist und dabei folgenden Sachverhalt festgestellt:

Explosionsfähige Stoffe können auf der Bundesstraße 85 und auf der Weser transportiert werden. Beide Verkehrswege sind aber über 450 m vom Innenhof des Kernkraftwerkes entfernt. Die maximale Transportmenge auf der Straße beträgt 30 t. Auf der Weser können zwar größere Mengen transportiert werden - sie ist bei ausreichendem Wasserstand für Europaschiffe mit einer maximalen Einzeltankgröße von 300 m³ befahrbar - zwischen der Weser und dem Kernkraftwerk liegen aber noch Bauwerke, die durch Verwirbelung das Vordringen eines zündfähigen Gemisches in den Innenhof des Kernkraftwerkes noch unwahrscheinlicher machen.

Die RSK ist der Ansicht, daß es wegen der standortspezifischen Gegebenheiten nicht notwendig ist, den Innenhof des Kernkraftwerkes Grohnde zu verbauen.

BAZ Nr.37 vom 24.2.1976

107.Sitzung am 15.10.1975

1. Kernkraftwerk Lingen (KWL) Befristeter Betrieb mit den reparierten Dampfumformern

Die RSK hatte auf ihrer 95.Sitzung am 19. Juni 1974 und auf ihrer 97.Sitzung am 18.September 1974 einer Wiedereinbetriebnahme des Kernkraftwerkes Lingen nach einer Reparatur der Dampfumformer zugestimmt und die Betriebsdauer auf ein Jahr befristet. Diese Frist läuft am 15.Oktober 1975 ab.

Auf ihrer 107.Sitzung am 15.Oktober 1975 hat die RSK die im Zusammenhang mit einer beantragten Fristverlängerung stehenden Fragen beraten. Ausgehend von den guten Betriebserfahrungen mit den Dampfumformern seit ihrer Reparatur und den inzwischen ohne gravierende Befunde durchgeführten Wiederholungsprüfungen, gelangt die RSK zu der Auffassung, daß einer

107. Sitzung

Fristverlängerung des Betriebes des Kernkraftwerkes Lingen um zwölf Monate zugestimmt werden kann, wenn die folgenden Voraussetzungen gegeben sind:

Die in der RSK-Empfehlung vom 19. Juni 1974 und den Stellungnahmen des RSK-UA REAKTORDRUCKBEHÄLTER vom 9. September 1974 und 10. Dezember 1974 geforderten Maßnahmen und Prüfungen werden in einem Umfang weitergeführt, der mit dem UA REAKTORDRUCKBEHÄLTER abzustimmen ist.

2. Kernkraftwerk Würgassen (KWW) Befristeter Weiterbetrieb mit den Schnellabschaltbehältern

Die RSK hat auf ihrer 103. Sitzung für das Kernkraftwerk Würgassen die Empfehlung verabschiedet, dem Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter für 6 Monate zuzustimmen. Inzwischen hat die RSK in einer Reihe von Sitzungen die mit den Schnellabschaltbehältern zusammenhängenden Sicherheitsfragen ausführlich diskutiert. Unter Berücksichtigung dieser Beratungen und der vorgelegten Unterlagen kommt die RSK aus grundsätzlichen Erwägungen zu dem Schluß, daß die Schnellabschaltbehälter in ihrer jetzigen Form als Dauerlösung nicht belassen werden sollten.

Die RSK empfiehlt deshalb, die Schnellabschaltbehälter nur für einen befristeten Zeitraum zu betreiben, und ist der Ansicht, daß eine Ersatzlösung so schnell wie möglich - spätestens innerhalb der nächsten 3 bis 5 Jahre - realisiert werden sollte. Die RSK hält es für notwendig, daß der Antragsteller unverzüglich die Planung für eine Ersatzlösung zu Ende führt und alle erforderlichen Unterlagen spätestens innerhalb eines Jahres der RSK zur abschließenden Stellungnahme vorlegt.

Die RSK hält einen befristeten Betrieb für vertretbar, wenn während einer solchen Zeitdauer durch Wiederholungsprüfungen an den Behältern eine verschärfte Überwachung durchgeführt wird, so daß ein Versagen ausgeschlossen werden kann. Die RSK stützt sich hierbei u.a. auf die Ergebnisse der durchgeführten Prüfungen, insbesondere auf die Druckproben, und auf die an einem Originalbehälter im Kernkraftwerk Brunsbüttel durchgeführten Versuche mit Schwellbeanspruchung.

Die RSK empfiehlt, die Wiederholungsprüfungen halbjährlich durchzuführen. Das hierfür erforderliche Programm soll mit dem Gutachter abgestimmt und der RSK vorgelegt werden. Damit die Bedingungen für diese Prüfungen sinnvoll festgelegt werden können, hält die RSK Werkstoffversuche für erforderlich, in denen u.a. im Großplatten-Versuch Schweißnähte geprüft werden, bei denen der Zustand der Schweißnähte der Behälter konservativ simuliert wird. Das Programm für diese Versuche sowie deren Ergebnisse sind der RSK ebenfalls vorzulegen.

Der Antragsteller untersucht als Ersatzlösung die Umrüstung auf ein Einzelbehältersystem und alternativ die externe Aufstellung von Sammelbehältern. Eine endgültige Stellungnahme hierzu wird die RSK erst abgeben, wenn die Gutachten hierüber vorgelegt worden sind.

1. Kernkraftwerk Brokdorf Standort, Sicherheitskonzept und 1. Teilerrichtungsgenehmigung

Die Nordwestdeutsche Kraftwerke AG hat im Frühjahr 1974 einen Antrag auf Errichtung des Kernkraftwerkes Brokdorf in der Gemeinde Brokdorf, Landkreis Steinburg, gestellt. Das Kernkraftwerk wird mit einem KWU-Druckwasserreaktor ausgestattet, der eine thermische Leistung von 3765 MW hat. Die elektrische Nettoleistung des Kernkraftwerkes beträgt 1294 MW.

Das Kernkraftwerk Brokdorf wird nach einem Sicherheitskonzept gebaut, welches sich im Grundsatz bei den in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerken, die mit einem Druckwasserreaktor ausgestattet sind, bereits bewährt hat. Auf Anregungen der RSK und der Gutachter hin wurde dieses Sicherheitskonzept im Laufe der Jahre ständig verbessert.

Die RSK hat in 5 Sitzungen sowie in 9 Sitzungen der zuständigen Unterausschüsse gemeinsam mit dem Gutachter, der Genehmigungsbehörde sowie mit dem Antragsteller und Hersteller das Sicherheitskonzept für das Kernkraftwerk Brokdorf beraten. Die Mitglieder des RSK-UA STANDORTFRAGEN haben den Standort besichtigt. Außerdem lagen die zur Beurteilung notwendigen Unterlagen vor.

Aufgrund der Beratungsergebnisse empfiehlt die RSK dem Bundesminister des Innern, der Errichtung des Kernkraftwerkes Brokdorf am vorgesehenen Standort zuzustimmen. Zu den nachstehend aufgeführten Punkten gibt die RSK folgende Stellungnahme ab:

1. Standort

Das Kernkraftwerk soll auf dem rechten Ufer der Untereibe bei Stromkilometer 682-683 im Gebiet der Gemeinde Brokdorf, Landkreis Steinburg, errichtet werden. Der Standort liegt im ebenen Gelände der Wilstermarsch. Die Elbe ist an dieser Stelle ca. 2,5 km breit. Stromaufwärts vom Standort mündet in ca. 4,5 km Entfernung die Stöhr in die Elbe. Stromabwärts liegt in ca. 14 km Entfernung die Mündung des Nord-Ostsee-Kanals. Die nächstgelegenen Höhen des Geestrandes beginnen ca. 10 km nordöstlich vom Standort.

Das umliegende Gelände wird vorwiegend landwirtschaftlich genutzt. Trinkwassergewinnungsanlagen befinden sich ausschließlich im Bereich der Geest. Die nächstgelegenen Wasserwerke sind ca. 10 km vom Standort entfernt. Das in der Marsch vorkommende Grundwasser ist allgemein für Trinkwasserzwecke nicht geeignet.

Größere Städte liegen in Entfernungen von mehr als 10 km. Der Standort ist über die Kreisstraße K 41 an das öffentliche Straßennetz angebunden. Da diese Straße unmittelbar am Kraftwerksgelände vorbeiführt, wird - aus Sicherheitserwägungen - empfohlen, im Nahbereich des Kernkraftwerkes Verkehrssicherheitsmaßnahmen zu ergreifen, wie z.B. Einführung von Halte- und Überholverbot sowie Geschwindigkeitsbegrenzung.

In der weiteren Umgebung des Standortes liegen etwa 11 km nordwestlich das vor der Inbetriebnahme stehende Kernkraftwerk Brunsbüttel sowie rund 30 km südlich das Kernkraftwerk Stade, welches seit 1972 in Betrieb ist.

Die Eignung des Standortes wurde anhand der RSK-Leitlinien zur Standortbeurteilung (Juni 1975) geprüft. Vom Gutachter sind hierzu eine Beurteilung der Standorteigenschaften sowie ein sehr umfangreiches Gutachten über die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Standortes vorgelegt worden. Im einzelnen stellt die RSK folgendes fest:

Die Bevölkerungsverteilung in der Umgebung des Standortes liegt unter der mittleren Bevölkerungsdichte der Bundesrepublik Deutschland. Industrie, die hinsichtlich Einwirkungen von außen eine Gefahr für das Kernkraftwerk darstellen könnte, ist derzeit in der Umgebung des Standorts nicht angesiedelt. Die RSK ist der Ansicht, daß die industrielle Entwicklung der Umgebung des Standortes durch die Existenz des Kernkraftwerkes nicht wesentlich beeinträchtigt werden darf. Dies wird durch die Auslegung des Kernkraftwerkes gegen Einwirkungen von außen weitgehend gewährleistet. Die RSK empfiehlt jedoch, daß bei ggf. später stattfindenden Genehmigungsverfahren für den Bau von Industrieanlagen die atomrechtliche Genehmigungsbehörde eingeschaltet wird.

Das Kraftwerksgelände wird von dem militärischen Tieffluggebiet AREA 6, der Verbindungsflugstrecke 6 zum Tieffluggebiet AREA 5, der Nachttiefflugstrecke LC 22 nach LC 21 sowie der Pufferzone zur Luftverteidigungsidentifizierungszone berührt. Der vorgesehene Abluftkamin von 100 m Höhe über Grund ragt in das militärische Tieffluggebiet AREA 6 hinein. Im Tieffluggebiet AREA 6 stellt dieser Kamin jedoch nicht das höchste Hindernis dar; in der Tiefflugarbeitskarte 74/75 ist die höchste Höhe eines Hindernisses über Grund mit 131 m angegeben. Nach Ansicht der RSK ergibt sich aus alledem jedoch keine größere Gefährdung der Umgebung als an anderen Standorten, da das Kernkraftwerk gegen Flugzeugabsturz ausgelegt ist (vgl. auch Abschnitt 2.5).

Die RSK hat auch die Frage geprüft, ob vom Schiffsverkehr auf der Elbe und von der Freiburger Reede eine besondere Gefährdung des Kernkraftwerkes durch Druckwellen aus chemischen Explosionen ausgeht. Die Auswertung der Aufstellung der Wasser- und Schifffahrtsdirektion Hamburg über Kollisionen und Grundberührungen auf der Unterelbe in einem Zeitraum von 5 Jahren hat gezeigt, daß auf dem Streckenabschnitt von Brokdorf keine überdurchschnittliche Unfallhäufigkeit vorliegt. Eine Auslegung des Kernkraftwerkes gegen chemische Explosionen gemäß den RSK-Leitlinien wird von der RSK für ausreichend gehalten. Die Wahrscheinlichkeit für die Detonation einer Gaswolke auch zwischen den Gebäuden des Kernkraftwerkes ist nach Ansicht der RSK als so gering anzusehen, daß eine besondere Auslegung der Gebäude hiergegen nicht erforderlich ist.

In dem vom Institut für Reaktorsicherheit der TÜV e.V. (IRS) angefertigten Gutachten über die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Standortes werden die Belastungspfade Luft, Wasser und Nahrungsmittelketten getrennt behandelt. Der Gutachter hat bestätigt, daß die derzeitigen Dosisrichtwerte eingehalten werden - mit Ausnahme der durch Jod hervorgerufenen Belastung der Schilddrüse - wenn den beantragten Abgabebedingungen voll entsprochen würde. Die RSK empfiehlt, daß von der Genehmigungsbehörde für die Kernkraftwerke Brokdorf und Brunsbüttel die Genehmigungswerte in der Weise festgelegt werden, daß insgesamt - auch unter Berücksichtigung genehmigter Kurzzeitabgaben - der derzeitige Dosisrichtwert

von 90 mrem/a für die Schilddrüse eingehalten wird. Hierfür gibt es nach Ansicht der RSK verschiedene Möglichkeiten.

2. Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks

Die sicherheitstechnischen Anforderungen, welche nach Ansicht der RSK beim Bau und beim Betrieb von Druckwasserreaktoren erfüllt werden sollen, hat die RSK in ihren Leitlinien vom April 1974 zusammengefaßt. Die RSK geht bei ihrer Empfehlung für das Kernkraftwerk Brokdorf davon aus, daß die Leitlinien erfüllt werden. Darüber hinaus stellt die RSK folgendes fest:

2.1 Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch

Das gleichzeitige Versagen eines oder mehrerer Dampferzeugerrohre beim Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch kann nach längerem Betrieb nicht ausgeschlossen werden. Im einzelnen sind folgende Störfälle zu beachten:

- Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch zwischen Sicherheitsbehälter und Absperrarmatur mit Folgeschäden im Dampferzeuger;
- Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch hinter der Absperrarmatur mit Folgeschäden im Dampferzeuger.

Vom Hersteller wurden der RSK Vorschläge für Maßnahmen zur Beherrschung dieser Störfälle vorgelegt. Die RSK hält diese Maßnahmen für durchführbar und ist der Ansicht, daß die genannten Störfälle beherrscht werden können. Eine endgültige Entscheidung trifft die RSK nach Abschluß der Diskussion über die Integrität der Dampferzeugerrohre.

2.2 Wiederholungsprüfungen

Sicherheitstechnisch wesentliche Anlagenteile und Einrichtungen sind entsprechend den Leitlinien den notwendigen Wiederholungsprüfungen zu unterziehen. Dies gilt auch für die Dampferzeugerrohre. Die RSK hält es für erforderlich, daß die Dampferzeugermäntel und die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mindestens bis zur ersten, außerhalb des Sicherheitsbehälters liegenden Absperrarmatur in die Wiederholungsprüfung mit Ultraschall einbezogen werden.

2.3 Abfahren der Anlage über die Sicherheitsventile des Sekundärkreises

Die durch Abfahren der Anlage über die Sicherheitsventile des Sekundärkreises verursachten Abgaben radioaktiver Stoffe sind auf die genehmigten betrieblichen Abgaben anzurechnen, so daß die derzeitigen Dosisrichtwerte nicht überschritten werden. Der Aktivitätsgehalt des Sekundärkreislaufs ist so zu begrenzen, daß diese Forderung erfüllt werden kann.

2.4 Pumpenschwungrad

Um die Funktionsfähigkeit der zur Beherrschung des Kühlmittelverluststörfalls notwendigen sicherheitstechnischen Einrichtungen zu gewährleisten, sind Maßnahmen erforderlich, die eine Zerstörung des Pumpenschwungrades bei diesem Störfall verhindern. Bei der vom Hersteller vorgesehenen Konstruktion geschieht dies durch eine konische Schrumpfung zwischen Motorwelle und Schwungrad und einen als Schwungradauffangvorrichtung ausgebildeten unteren Lagerschild.

Aufgrund theoretischer Untersuchungen wird erwartet, daß bei einer Drehzahl von ca. 2400 U/min sich das Schwungrad von der Welle löst. Hierzu läuft z.Z. ein mit den Gutachtern abgestimmtes Versuchsprogramm. Dabei wird die Funktionsfähigkeit der vorgesehenen Konstruktion in einer Versuchsanlage im Maßstab 1:1 nachgewiesen.

2.5 Flugzeugabsturz auf das Reaktorhilfsanlagengebäude

Zur Verhinderung der Freisetzung radioaktiver Stoffe infolge der Zerstörung nach einem Flugzeugabsturz sind bauliche Maßnahmen im Reaktorhilfsanlagengebäude erforderlich. Komponenten, die solch große Mengen von radioaktiven Stoffen enthalten, daß es bei deren Freisetzung zu einer unzulässigen Strahlenexposition in der Umgebung käme, sind getrennt unterzubringen und zu verbunkern.

2.6 Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

Bei den derzeit noch nicht abgeschlossenen Diskussionen über den Problemkreis "Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung" zeichnet sich ab, daß diese Störfälle mit Maßnahmen, wie sie im Rahmen des Sicherheitskonzeptes für das Kernkraftwerk Brokdorf möglich sind, beherrscht werden können. Die RSK behält sich jedoch vor, erforderlichenfalls zu einem späteren Zeitpunkt ein zweites Schnellabschaltssystem oder andere zur Beherrschung der genannten Störfälle erforderliche Einrichtungen zu fordern. Diese Einrichtungen hält die RSK für realisierbar.

2.7 Leck im Reaktordruckbehälter

In den Leitlinien wird gefordert, daß hinsichtlich der Auslegung der Notkühleinrichtungen sowie die Belastung der Kerneinbauten und der Verankerung des Reaktordruckbehälters ein Leck am Reaktordruckbehälter zu unterstellen ist. Die RSK hält mit den vorgeschlagenen Maßnahmen diesen Störfall ohne Änderungen des Konzeptes für beherrschbar.

2.8 Schutz des Personals

Bei der baulichen Gestaltung des Kernkraftwerks ist der Forderung Rechnung zu tragen, daß bei späteren Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten sowie bei Wiederholungsprüfungen die Strahlenbelastung des Personals auf ein Mindestmaß beschränkt bleibt. Insbesondere sind die ausreichende Zugänglichkeit der betreffenden Räume, Abschirmung der Transportwege sowie geeignete Durchführung von Reinigungs- und Spülarbeiten an Behältern und Rohrleitungssystemen sicherzustellen. Bei der Überprü-

fung der vorzusehenden Maßnahmen sollte von einem nach langjährigem Betrieb zu erwartenden Strahlenpegel ausgegangen werden.

109.Sitzung am 21.1.1976

In dieser Sitzung wurden keine Empfehlungen verabschiedet.

BAZ Nr. 84 vom 5.5.1976

110.Sitzung am 18.2.1976

1. Kernkraftwerk Biblis, Block B
Inbetriebnahme

Das Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk AG (RWE) hat im Jahre 1971 einen Antrag zur Errichtung eines zweiten Kernkraftwerksblocks (KWB B) in der Gemarkung Biblis gestellt. Am selben Standort ist das Kernkraftwerk KWB A von etwa der gleichen Leistungsgröße und vom gleichen Typ seit 1974 in Betrieb. KWB B ist ein leichtwassergekühlter und leichtwassermoderierter Druckwasserreaktor mit einer thermischen Leistung von 3733 MW und einer elektrischen Nettoleistung von 1182 MW. Der Kraftwerksblock Biblis B wurde von der Kraftwerk Union AG (KWU) geliefert.

Die RSK hat auf ihrer 69.Sitzung (BAZ Nr.44 vom 3.3.1972) der Errichtung des Kernkraftwerks Biblis B zugestimmt. Auf dieser sowie auf ihrer 76.Sitzung (BAZ Nr.141 vom 1.8.1973) hat die RSK zu den Problemkreisen Wiederholungsprüfungen am Reaktordruckbehälter, Unabhängigkeit und räumliche Trennung redundanter sicherheitstechnischer Einrichtungen, Schäden durch äußere Explosionen, Erdbeben, Notkühlung, Reaktorschutz und Notsteuerstelle Empfehlungen ausgesprochen. Zu Einzelproblemen fanden Beratungen in RSK-Unterausschüssen statt. Das Kernkraftwerk Biblis B wurde nach dem Stand der Technik zur Zeit der Antragstellung ausgelegt. Die RSK hat überprüft, inwieweit die Anlage damit dem heutigen Stand der Technik, den die RSK ihren Leitlinien für Druckwasserreaktoren vom April 1974 zugrundegelegt hat, entspricht. Im einzelnen stellt sie dazu folgendes fest:

1. Zivilisationsbedingte Einwirkungen (Flugzeugabsturz, chemische Explosionen)

Die hierfür aufgestellten Leitlinien werden weitgehend erfüllt, mit Ausnahme folgender Punkte:

110. Sitzung

1.1 Flugzeugabsturz

Zum Schutz gegen Flugzeugabsturz ist entgegen den Leitlinien nur für eine maximale Stoßlast von 2320 Mp und einen dynamischen Stoßfaktor von 1,15 ausgelegt.

Im Zusammenhang mit der Inbetriebnahmegenehmigung für das Kernkraftwerk Biblis, Block A, ist die in diesem Gebiet verlaufende Verbindungsstrecke 19 des Tiefflugsystems "Low 250" verlegt worden, so daß kein besonders gefährdender Flugverkehr in der Nähe des Kernkraftwerks vorliegt. Die Wahrscheinlichkeit für den Flugzeugabsturz auf ein einzelnes Kernkraftwerk ist daher so gering, daß die vorgesehenen Schutzmaßnahmen für ausreichend gehalten werden.

1.2 Chemische Explosionen

Die Belastung der Anlage durch Erschütterungen wird durch die Auslegung gegen Erdbeben abgedeckt.

1.3 Durch zivilisationsbedingte Einwirkungen bedingte Erschütterungen

Vom Gutachter wurde in Analogie zu den Ergebnissen einer Untersuchung der Erschütterungen für andere Kernkraftwerke geschlossen, daß ein weitgehender Schutz des Kernkraftwerkes Biblis B gegen diese Art von Belastungen durch zivilisationsbedingte Einwirkungen vorhanden ist. Der RSK sind innerhalb eines Jahres hierzu Untersuchungen für das Kernkraftwerk Biblis B vorzulegen.

2. Druckführende Umschließung

Die RSK hat sich vom Systemhersteller und vom Gutachter über die Erfüllung des die Druckführende Umschließung betreffenden Teils ihrer Leitlinien und die bei der Fertigung aufgetretenen Mängel berichten lassen. Die hierbei ermittelten geringfügigen Abweichungen von den Leitlinien sind teils dadurch bedingt, daß die Fertigung der betreffenden Komponenten vor Herausgabe der Leitlinien in ihrer jetzigen Fassung bereits beendet war, und teils dadurch, daß die Entwicklung der Einrichtungen für die wiederkehrenden Prüfungen noch nicht völlig abgeschlossen ist. Die RSK ist der Auffassung, daß die wiederkehrenden Prüfungen in absehbarer Zeit weiterhin vervollkommen werden können und erwartet daher hierfür eine weitere Steigerung des Erfüllungsgrades ihrer Leitlinien. Die Berichterstattung über die Basismessung am Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerkes Biblis B läßt bereits wesentliche Verbesserungen gegenüber der entsprechenden Basismessung beim Kernkraftwerk Biblis A erkennen. Die RSK hält die verbleibenden Abweichungen von den Leitlinien für vertretbar und erhebt hinsichtlich der Druckführenden Umschließung keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme. Sie geht hierbei davon aus, daß ihre nachfolgend angeführten Empfehlungen beachtet werden:

2.1 Wiederkehrende Prüfungen am Reaktordruckbehälter

- a) Soweit eine Ultraschallprüfung der Schweißnähte am unteren Boden mit dem vollständigen Prüfkopfsatz durch Konsolen und Schemel behindert ist, ist eine Einkopfprüfung dieser Nahtabschnitte über die gesamte Wanddicke durchzuführen. An der Kalottenrundnaht, den Meridiannähten im Kugelzonenring, der Rundnaht zwischen Boden und zylindrischem Teil und den Grundwerkstoffzonen unter den Anschweißstellen sind die noch bestehenden Lücken in den Umfang der regelmäßigen Prüfungen einzubeziehen.
- b) Am Flanschring ist die Möglichkeit zur Prüfung von der Innenseite aus auf die gesamte Prüfzone an der Innenoberfläche auszudehnen. An den Schweißverbindungen mit den Kühlmittelstützen und den Tragpratzen ist eine Prüfung auf Oberflächenrisse von außen her zu ermöglichen. Die Zugänglichkeit ist hier sicherzustellen.
- c) Die bei der Prüfung der Kühlmittelstützennähte aufgetretene Beeinträchtigung der Prüfaussage durch Störanzeigen muß vermieden werden.
- d) An der Deckelflanschrundnaht ist das gesamte Volumen zu prüfen, insbesondere sind die oberflächennahen Bereiche zu erfassen.
- e) Der bei Anwendung des kombinierten Prüfkopfsatzes je Prüfkopf vorgesehene Schußfolgeabstand auf der Prüfbahn von 4 mm sollte ohne Minderung der Impulszahl verringert werden; anzustreben ist ein Abstand von 1 mm. Der RSK ist über die statistische Verteilung der räumlichen Ausdehnung von Transferschwankungen und über die Auffindbarkeit von natürlichen Fehlern mit Hilfe der angewendeten Prüftechniken zu berichten. Die Verteilung der räumlichen Ausdehnung sollte in ähnlicher Weise dargestellt werden wie die der Schwankungen. Bei der Untersuchung der Erkennbarkeit natürlicher Fehler können für eine erste Betrachtung Vergleichskörper mit künstlichen Fehlern herangezogen werden, die natürlichen nachgebildet sind.
- f) Störungen durch Doppelbelegung von Prüfkanälen sind zu vermeiden.
- g) Die erste wiederkehrende Prüfung sollte unter Beachtung der vorgenannten Empfehlungen innerhalb von etwa vier Jahren Betriebszeit stattfinden. Die weiteren Prüffristen sind mit der RSK anhand der vorliegenden Prüferfahrungen abzustimmen.

2.2 Prüfung des Bestrahlungseinflusses

Die RSK erbittet innerhalb von 3 Monaten im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme aller Anlagen ein Programm, in dem u.a. darzulegen ist, wie über den jetzt vorgesehenen Umfang hinaus Untersuchungen zum Zähigkeitsverhalten der wärmebeeinflussten Zone von Schweißnähten durchgeführt werden.

2.3 Prüfungen an den übrigen Komponenten der Druckführenden Umschließung

Der Umfang der wiederkehrenden Prüfungen an den Dampferzeugern, Druckbehältern, Primärkühlmittelpumpen, einschließlich ihrer Schwungräder, und Hauptkühlmittelleitungen ist unter Berücksichtigung der jeweils unter-

schiedlichen Bedingungen entsprechend wie beim Reaktordruckbehälter einzurichten. Die Sekundärmäntel und Rohrbündel der Dampferzeuger und die Speisewasser- und Frischdampfleitungen sind in dieses Programm der mit zerstörungsfreien Verfahren durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen einzubeziehen.

Die Ergebnisse der während der Fertigung durchgeführten Prüfungen können nur dann als Nullatlas der Basisprüfung herangezogen werden, wenn diese Prüfungen jeweils im endgültigen Fertigungszustand stattgefunden haben und die angewendeten Prüfverfahren in hinreichendem Ausmaß einen Vergleich mit denen der wiederkehrenden Prüfung gestatten. Außerdem muß die Ortung der bei der Fertigung gefundenen und belassenen Fehlerstellen eindeutig möglich sein.

Wegen der erwartungsgemäß hohen Strahlendosen ist weitgehend eine Mechanisierung der Prüfvorgänge notwendig. Eine Abschätzung der zu erwartenden Dosen ist vorzulegen. In regelmäßigen Abständen ist der RSK über den Stand der Entwicklung der mechanisierten Prüfung zu berichten.

2.4 Leckstellenüberwachung

Das System der Leckageüberwachung ist so zu verbessern, daß Undichtheiten an besonders wichtigen Stellen durch örtlich wirkende Anzeigevorrichtungen während des Betriebes schneller und zuverlässiger erkannt werden können, als dies mit den z.Z. üblichen Verfahren geschieht. Der RSK ist nach zwei Jahren über den Entwicklungsstand zu berichten.

3. Druckspeicher

Sechs Monate nach Inbetriebnahme ist eine Störfallanalyse über die Druckspeicher vorzulegen. Die RSK empfiehlt die Durchführung einer vollständigen Ultraschallprüfung aller Schweißnähte vor Aufnahme der Leistungsversuche bzw. spätestens innerhalb von drei Monaten. Außerdem wünscht sie Unterlagen über die Qualität der in diesem Kraftwerk eingebauten Druckspeicher.

4. Frischdampfleitungsbruch

Nach Ansicht der RSK kann ein gleichzeitiges Versagen eines oder mehrerer Dampferzeugerrohre beim Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch zumindest nach längerem Betrieb nicht ausgeschlossen werden. Der Hersteller hat zur Beherrschung dieses Störfalles den Einbau einer kombinierten Sicherheits-Schnellschlußarmatur in die Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters vorgesehen.

Die RSK hält die Störfälle mit den verschiedenen vorgeschlagenen Maßnahmen für beherrschbar. Innerhalb von fünf Jahren sind nach erfolgreichen Tests und abschließender Überprüfung die konstruktiven Verbesserungen zur Beherrschung des Störfalles "Frischdampfleitungsbruch" durchzuführen. Bis dahin sind in verstärktem Maße Wiederholungsprüfungen an Dampferzeugerrohren, Frischdampf- und Speisewasserleitungen vorzunehmen.

5. Abfahren der Anlage über die Sicherheitsventile des Sekundärkreises

Die durch Ansprechen der Sicherheitsventile im Sekundärkreis verursachten Abgaben radioaktiver Stoffe sind auf die genehmigten betrieblichen Abgaben anzurechnen, so daß die derzeit gültigen Dosisrichtwerte nicht überschritten werden. Der Aktivitätsgehalt des Sekundärkreislaufs ist so zu begrenzen, daß diese Forderung erfüllt werden kann.

6. Pumpenschwungrad

Bei einem Bruch der Hauptkühlmitteleitung kann es zum Hochlaufen der Pumpe kommen. Die Drehzahlen können dabei die Betriebsdrehzahlen um ein Mehrfaches übersteigen, was zu einer Zerstörung des Pumpenschwungrades führen kann. Zur Verhinderung dieses Folgeschadens ist der Schwungradsitz konisch so ausgebildet, daß sich bei einer definierten Überdrehzahl das Schwungrad von der Welle löst und in einer vorgesehenen Auffangvorrichtung ausläuft.

Die RSK sieht die vorgesehene Konstruktion zur Begrenzung der Drehzahl der Pumpenschwungräder grundsätzlich als geeignet an. Zum Nachweis der Wirksamkeit der Drehzahlbegrenzung wurden Versuche an einem Modell im Maßstab 1:1 durchgeführt. Eine Dokumentation der Versuchsergebnisse ist der RSK vorzulegen.

7. Notkühlung

Die RSK hat die Ergebnisse der Notkühluntersuchungen eingehend beraten und ist der Ansicht, daß die Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist. Insbesondere haben die Analysen über die Wirksamkeit der Kernnotkühlung und über die Zuverlässigkeit der Kernnotkühleinrichtungen gezeigt, daß die Brennstabtemperaturen bei Störfällen unter den von der RSK geforderten Grenzwerten liegen und ein die Kühlung behinderndes Brennstabversagen nicht zu erwarten ist.

Innerhalb von neun Monaten erwartet die RSK vom Hersteller einen Lösungsvorschlag zur Beherrschung eines Lecks oberhalb 30 cm² im Boden des Reaktordruckbehälters. Wegen der nahezu vollständigen Prüfbarkeit des Reaktordruckbehälters unterhalb des Kerns, die weitgehend durch die Basismessung belegt werden konnte, hält die RSK es für vertretbar, wenn die Größe des Lecks für die Auslegung der Notkühlung gegenüber der in den Leitlinien angegebenen herabgesetzt wird. Zu dem Vorschlag des Herstellers wird die RSK abschließend Stellung nehmen. Vor der ersten Kritikalität des Kernkraftwerkes sind vom Hersteller Vorkehrungen zu treffen, die den nachträglichen Einbau von Meßsonden zur eindeutigen Detektierung eines Lecks im Reaktordruckbehälter gestatten.

8. Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß aufgrund der bisher durchgeführten Untersuchungen über die Beherrschung von Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung diese Störfälle mit Maßnahmen, wie sie im Rahmen des Sicherheitskonzeptes für das Kernkraftwerk Biblis B möglich sind, beherrscht werden können. Nach Abschluß der Untersuchungen wird die RSK

endgültig Stellung nehmen.

9. Sicherheitsbehälter

9.1 Sicherheit in der Auslegung

Die Überprüfung des Gutachters ergab, daß der Sicherheitsbehälter den Belastungen des Auslegungsstörfalls mit ausreichender Reserve standhält.

9.2 Wasserstoffkonzentration

Unter Zugrundelegung der von der RSK in ihren Leitlinien geforderten Berechnungsgrundlagen erreicht die mittlere Wasserstoffkonzentration nach frühestens 40 Tagen die Zündgrenze (4%). Zur Vermeidung eines zündfähigen Gemisches im Sicherheitsbehälter wird vom Hersteller eine dosierte Abgabe über Filter vorgesehen. Die RSK stimmt diesem Vorgehen zu.

10. Schlußbemerkung

Weitere geringfügige Abweichungen von den Leitlinien sind - nach Überprüfung durch den Gutachter - nach Meinung der RSK tolerierbar. Zu ihrer Information wünscht die RSK Berichte über den Reaktorbetrieb des Kernkraftwerks Biblis B. Der Berichtszeitraum soll drei Monate betragen.

Unter diesen Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Biblis B bis zum Beginn des kommerziellen Probetriebs.

2. Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN) Inbetriebnahme

Die Neckarwerke Elektrizitätsversorgung AG in Esslingen, die Technischen Werke der Stadt Stuttgart AG in Stuttgart, die Deutsche Bundesbahn und das Württembergische Portland-Cementwerk zu Lauffen am Neckar haben am 2. April 1971 beim Wirtschaftsministerium Baden-Württemberg den Antrag gestellt, ihnen gemäß § 7 des Atomgesetzes mit der 1. Teilerrichtungsgenehmigung das Konzept und die 1. Bauphase für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor zu genehmigen.

Die Anlage ist ausgelegt für eine Dampferzeugerleistung von 2510 MW, die nach 4000 Vollaststunden erreicht werden soll. Bis dahin ist die Leistung der Anlage auf den Garantiewert von 2375 MW beschränkt. Die gegenüber der Anfangsphase um ca. 6% höhere thermische Reaktorleistung wird bei gleichbleibender Kerngeometrie erbracht. Die Anhebung spielt im Zusammenhang mit der physikalischen Kernauslegung eine untergeordnete Rolle. Die Gesamtbegutachtung der Anlage erfolgte für die Auslegungsleistung von 2510 MW. Die beiden Turbosätze für Drehstrom (50 Hz) und Bahnstrom

(16 $\frac{2}{3}$ Hz) sind für eine elektrische Klemmenleistung von 697 bzw. 158 MW ausgelegt, also insgesamt 855 MW. Bei einem Eigenbedarf von ca. 50 MW verbleibt eine Nettoleistung von 805 MW. Die im Reaktorkern erzeugte Wärmeleistung wird über drei Dampferzeuger an den Sekundärkreis abgeführt. Die Kondensationswärme kann wahlweise an das Flußwasser oder die Naßzellenkühleranlage abgeführt werden, die vorgesehene Schaltung gestattet auch Ablauf- und Mischbetrieb.

Planung, Bau und Inbetriebnahme der Reaktoranlage mit ihren Hilfs- und Nebeneinrichtungen werden im Auftrage des Antragstellers von der Kraftwerk Union AG (KWU), Mülheim, durchgeführt.

Die RSK hat auf ihrer 68. Sitzung (Bundesanzeiger Nr. 44 vom 3. März 1972) dem Bundesminister für Bildung und Wissenschaft die Erteilung einer ersten Teilerrichtungsgenehmigung empfohlen. Auf zwei weiteren Sitzungen der RSK und auf verschiedenen Sitzungen ihrer Unterausschüsse wurden die sicherheitstechnischen Fragen eingehend behandelt. Die RSK hat überprüft, inwieweit die Anlage dem Stand der Technik entspricht, den sie ihren Leitlinien für Druckwasserreaktoren vom April 1974 zugrundegelegt hat. Im einzelnen stellt sie dazu folgendes fest:

1. Zivilisationsbedingte Einwirkungen (Flugzeugabsturz, chemische Explosionen)

Die hierfür aufgestellten Leitlinien sind nicht in vollem Umfang erfüllt, da bei der RSK-Beratung zum Konzept im Jahre 1971 diesbezügliche Anforderungen nicht erhoben wurden. Das Kraftwerk ist jedoch gegen folgende Einwirkungen geschützt:

1.1 Flugzeugabsturz

Ein Schutz gegen Flugzeugabsturz ist für den Überbau Reaktorgebäude - Maschinenhaus, das Notspeisegebäude und Teile des Notstromdieselgebäudes durch die Auslegung auf eine statische Ersatzlast von 1700 Mp bei einer Fläche von 2,14 m² gegeben. Trümmerlasten wurden berücksichtigt. Gegen Treibstoffbrände ist durch konstruktive Maßnahmen und räumliche Trennung weitgehender Schutz vorhanden.

1.2 Chemische Explosionen

Ausgelegt wurden das Reaktorgebäude, das Hilfsanlagegebäude, das Notstromdieselgebäude und der Abluftkamin gegen die Auswirkungen von Sprengstoff-Explosionen. Nachrechnungen ergaben, daß das Reaktorgebäude auch der in den Leitlinien unterstellten Explosion gesättigter Kohlenwasserstoffe standhält und ein derartiger Unfall durch das Notstandssystem beherrscht wird.

1.3 Giftige und explosionsgefährliche Gase

Auf dem Kraftwerksgelände ist ein Detektionssystem mit sechs Meßstellen installiert, das explosive Gase feststellt und meldet.

Als Maßnahme gegen das Ansaugen solcher Gase ist die Handabschaltung der Lüftung für das Hilfsanlagegebäude, Schaltanlagegebäude und Reaktorge-

bäude vorgesehen. Giftige Gase sind insoweit erfaßt, als sie explosibel sind. Es wird ferner davon ausgegangen, daß bei Ausbruch giftiger Gase so rechtzeitig ein Warnsignal zur Kraftwerkswarte geleitet wird, daß auf Umluftbetrieb umgeschaltet werden kann.

2. Gleichzeitigkeit von Kernkraftwerksbetrieb und Sprengarbeiten im Steinbruch Neckarwestheim-----

Für die Sprengarbeiten im Steinbruch Neckarwestheim wurden mit der 1. TEG Auflagen ausgesprochen, die im Hinblick auf den Reaktorbetrieb anläßlich einer Besprechung des Sprenggutachtergremiums am 21. August 1975 modifiziert wurden. Weitergehende Auflagen hält die RSK nicht für notwendig.

3. Sabotageschutz

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß technische und administrative Maßnahmen zum Schutz gegen Sabotage getroffen werden.

4. Druckführende Umschließung

Die RSK hat sich vom Systemhersteller und vom Gutachter über die Erfüllung des die Druckführende Umschließung betreffenden Teils ihrer Leitlinie und die bei der Fertigung aufgetretenen Mängel berichten lassen. Die hierbei ermittelten geringfügigen Abweichungen von den Leitlinien sind teils dadurch bedingt, daß die Fertigung der betreffenden Komponenten vor Herausgabe der Leitlinien in ihrer jetzigen Fassung bereits beendet war, und teils dadurch, daß die Entwicklung der Einrichtungen für die wiederkehrenden Prüfungen noch nicht völlig abgeschlossen ist. Die RSK ist der Auffassung, daß die wiederkehrenden Prüfungen in absehbarer Zeit weiterhin vervollkommen werden können und erwartet daher hierfür eine weitere Steigerung des Erfüllungsgrades ihrer Leitlinien. Die Berichterstattung über die Basismessung am Reaktordruckbehälter des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar läßt bereits wesentliche Verbesserungen gegenüber der entsprechenden Basismessung beim Kernkraftwerk Biblis A erkennen. Die RSK hält die verbleibenden Abweichungen von den Leitlinien für vertretbar und erhebt hinsichtlich der Druckführenden Umschließung keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme. Sie geht hierbei davon aus, daß ihre nachfolgend angeführten Empfehlungen beachtet werden:

4.1 Wiederkehrende Prüfungen am Reaktordruckbehälter

- a) Soweit eine Ultraschallprüfung der Schweißnähte am unteren Boden mit dem vollständigen Prüfkopfsatz durch Konsolen und Schemel behindert ist, ist eine Einkopfprüfung dieser Nahtabschnitte über die gesamte Wanddicke durchzuführen. An der Kalottenrundnaht, den Meridiannähten im Kugelzonenring, der Rundnaht zwischen Boden und zylindrischem Teil und den Grundwerkstoffzonen unter den Anschweißstellen sind die noch bestehenden Lücken in den Umfang der regelmäßigen Prüfungen einzubeziehen.
- b) Am Flanschring ist die Möglichkeit zur Prüfung von der Innenseite aus auf die gesamte Prüfzone an der Innenoberfläche auszudehnen. An den Schweißverbindungen mit den Kühlmittelstützen und den Tragpratzen ist eine Prüfung auf Oberflächenrisse von außen her zu ermöglichen. Die

Zugänglichkeit ist hier sicherzustellen.

- c) Die bei der Prüfung der Kühlmittelstutzennähte aufgetretene Beeinträchtigung der Prüfaussage durch Störanzeigen muß vermieden werden.
- d) An der Deckelflanschrundnaht ist das gesamte Volumen zu prüfen, insbesondere sind die oberflächennahen Bereiche zu erfassen. Die bei der Herstellung festgestellten Fehlerbereiche im Deckelflansch sind in das Wiederholungsprüfprogramm miteinzubeziehen.
- e) Der bei Anwendung des kombinierten Prüfkopfsatzes je Prüfkopf vorgesehene Schußfolgeabstand auf der Prüfbahn von 4 mm sollte ohne Minderung der Impulszahl verringert werden; anzustreben ist ein Abstand von 1 mm. Der RSK ist über die statistische Verteilung der räumlichen Ausdehnung von Transferschwankungen und über die Auffindbarkeit von natürlichen Fehlern mit Hilfe der angewendeten Prüftechniken zu berichten. Die Verteilung der räumlichen Ausdehnung sollte in ähnlicher Weise dargestellt werden wie die der Schwankungen. Bei der Untersuchung der Erkennbarkeit natürlicher Fehler können für eine erste Betrachtung Vergleichskörper mit künstlichen Fehlern herangezogen werden, die natürlichen nachgebildet sind.
- f) Störungen durch Doppelbelegung von Prüfkanälen sind zu vermeiden.
- g) Die erste wiederkehrende Prüfung sollte unter Beachtung der vorgenannten Empfehlungen innerhalb von etwa vier Jahren Betriebszeit stattfinden. Die weiteren Prüffristen sind mit der RSK anhand der vorliegenden Prüferfahrungen abzustimmen.

4.2 Prüfung des Bestrahlungseinflusses

Die RSK erbittet innerhalb von drei Monaten im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme aller Anlagen ein Programm, in dem u.a. darzulegen ist, wie über den jetzt vorgesehenen Umfang hinaus Untersuchungen zum Zähigkeitsverhalten der wärmebeeinflussten Zone von Schweißnähten durchgeführt werden.

4.3 Komponenten der Druckführenden Umschließung

Der Umfang der wiederkehrenden Prüfungen an den Dampferzeugern, Druckbehältern, Primärkühlmittelpumpen, einschließlich ihrer Schwungräder, und Hauptkühlmittelleitungen ist unter Berücksichtigung der jeweils unterschiedlichen Bedingungen entsprechend wie beim Reaktordruckbehälter einzurichten. Die Sekundärmäntel und Rohrbündel der Dampferzeuger und die Speisewasser- und Frischdampfleitungen bzw. die sie abdeckenden Doppelleitungen bis zur ersten Absperrarmatur sind in dieses Programm der mit zerstörungsfreien Verfahren durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen einzubeziehen.

Die Ergebnisse der während der Fertigung durchgeführten Prüfungen können nur dann als Nullatlas der Basisprüfung herangezogen werden, wenn diese Prüfungen jeweils im endgültigen Fertigungszustand stattgefunden haben und die angewendeten Prüfverfahren in hinreichendem Ausmaß einen Vergleich mit denen der wiederkehrenden Prüfung gestatten. Außerdem muß die Ortung der bei der Fertigung gefundenen und belassenen Fehlerstellen eindeutig mög-

lich sein.

Wegen der erwartungsgemäß hohen Strahlendosen ist weitgehend eine Mechanisierung der Prüfvorgänge notwendig. Eine Abschätzung der zu erwartenden Dosen ist vorzulegen. In regelmäßigen Abständen ist der RSK über den Stand der Entwicklung der mechanisierten Prüfung zu berichten.

4.4 Leckstellenüberwachung

Das System der Leckageüberwachung ist so zu verbessern, daß Undichtheiten an besonders wichtigen Stellen durch örtlich wirkende Anzeigevorrichtungen während des Betriebes schneller und zuverlässiger erkannt werden können, als dies mit den z.Z. üblichen Verfahren geschieht. Der RSK ist nach zwei Jahren über den Entwicklungsstand zu berichten.

5. Druckspeicher

Sechs Monate nach Inbetriebnahme ist eine Störfallanalyse über die Druckspeicher vorzulegen. Die RSK empfiehlt die Durchführung einer vollständigen Ultraschallprüfung aller Schweißnähte vor Aufnahme der Leistungsversuche bzw. spätestens innerhalb von drei Monaten. Außerdem wünscht sie Unterlagen über die Qualität der in diesem Kraftwerk eingebauten Druckspeicher.

6. Frischdampfleitungsbruch

Nach Ansicht der RSK kann ein gleichzeitiges Versagen eines oder mehrerer Dampferzeugerrohre beim Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch zumindest nach längerem Betrieb nicht ausgeschlossen werden. Als alternative Maßnahmen wurden diskutiert:

- Einbau einer kombinierten Sicherheits-Schnellschlußarmatur auf der Sekundärseite der Dampferzeuger.
- Änderung der Ansteuerung der Abblasestation mit dem Ziel, bei Auftreten von Aktivität im Dampf eines Dampferzeugers diesen vollständig abzusperren und über die Abblasestationen der anderen Dampferzeuger die Anlage entsprechend einem vorgegebenen zulässigen Druckverlauf teilabzufahren. Die Meßwerterfassung und Verarbeitung sowie die Ansteuerung erfolgt in Reaktorschutzqualität.

Die RSK hält die vorgeschlagenen verschiedenen Maßnahmen für durchführbar und geeignet, die Störfälle zu beherrschen. Eine endgültige Entscheidung wird die RSK nach Abschluß der Diskussionen über die Integrität der Dampferzeugerrohre treffen.

7. Abfahren der Anlage über die Sicherheitsventile des Sekundärkreises

Die durch Ansprechen der Sicherheitsventile im Sekundärkreis verursachten Abgaben radioaktiver Stoffe sind auf die genehmigten betrieblichen Abgaben anzurechnen, so daß die derzeit gültigen Dosisrichtwerte nicht überschritten werden. Der Aktivitätsgehalt des Sekundärkreislaufs ist so zu begrenzen, daß diese Forderung erfüllt werden kann.

8. Pumpenschwungrad

Bei einem Bruch der Hauptkühlmittelleitung kann es zum Hochlaufen der Pumpe kommen. Die Drehzahlen können dabei die Betriebsdrehzahlen um ein Mehrfaches übersteigen, was zu einer Zerstörung des Pumpenschwungrades führen kann. Zur Verhinderung dieses Folgeschadens ist der Schwungradsitz konisch so ausgebildet, daß sich bei einer definierten Überdrehzahl das Schwungrad von der Welle löst und sich nach einer Axialbewegung von 0,2 mm auf einen 60 mm breiten Abfangring auf der Welle aufsetzt. Das Schwungrad befindet sich in Höhe eines Deckendurchbruchs, der als Trümmerschutz ausgebildet ist.

Zum Nachweis der Wirksamkeit der Drehzahlbegrenzung und zur Ermittlung des Verhaltens des Schwungrades nach dem Lösen sind an einem geeigneten Modell innerhalb eines Zeitraums von ein bis zwei Jahren bis zum ersten Brennelementwechsel Schleuderversuche durchzuführen. Eine Dokumentation der Versuchsergebnisse ist der RSK vorzulegen.

Im Kernkraftwerk Biblis B wurde eine andere Pumpenschwungradkonstruktion verwendet und nach Angaben des Herstellers an einem Modell im Maßstab 1:1 erfolgreich getestet.

Sollten die für GKN vorgesehenen Modellversuche nicht zufriedenstellend verlaufen, empfiehlt die RSK, auf eine Konstruktion wie im Kernkraftwerk Biblis B umzurüsten, nachdem sie sich von deren Wirksamkeit überzeugt hat.

9. Notkühlung

Die RSK hat die Ergebnisse der Notkühluntersuchungen eingehend beraten und ist der Ansicht, daß die Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist. Insbesondere haben die Analysen über die Wirksamkeit der Kernnotkühlung und über die Zuverlässigkeit der Kernnotkühleinrichtungen gezeigt, daß die Brennstabtemperaturen bei Störfällen unter den von der RSK geforderten Grenzwerten liegen und ein die Kühlung behinderndes Brennstabversagen nicht zu erwarten ist.

Innerhalb von neun Monaten erwartet die RSK vom Hersteller einen Lösungsvorschlag zur Beherrschung eines Lecks oberhalb 30 cm² im Boden des Reaktordruckbehälters. Wegen der nahezu vollständigen Prüfbarkeit des Reaktordruckbehälters unterhalb des Kerns, die weitgehend durch die Basismessung belegt werden konnte, hält die RSK es für vertretbar, wenn die Größe des Lecks für die Auslegung der Notkühlung gegenüber der in den Leitlinien angegebenen herabgesetzt wird. Zu dem Vorschlag des Herstellers wird die RSK abschließend Stellung nehmen. Vor der ersten Kritikalität des Kernkraftwerkes sind vom Hersteller Vorkehrungen zu treffen, die den nachträglichen Einbau von Meßsonden zur eindeutigen Detektierung eines Lecks im Reaktordruckbehälter gestatten.

10. Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß aufgrund der bisher durchgeführten Untersuchungen über die Beherrschung von Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung diese Störfälle mit Maßnahmen, wie sie im Rahmen des Sicherheitskonzeptes für GKN möglich sind, beherrscht werden können. Nach Abschluß der Untersuchungen wird die RSK endgültig Stellung nehmen.

11. Sicherheitsbehälter

11.1 Sicherheit in der Auslegung

Nach Untersuchungen des Gutachters liegt der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters ca. 10% über dem entsprechend den Leitlinien berechneten Störfalldruck. Die RSK ist daher der Auffassung, daß der Sicherheitsbehälter den Belastungen des Auslegungsstörfalls mit ausreichender Reserve standhält.

11.2 Prüfdruck bei der Wiederholungsleckratenprüfung

Nach Aussage des Herstellers ist eine Wiederholungsprüfung der integralen Leckrate bei halbem Auslegungsdruck möglich, jedoch wegen des dabei notwendigen technischen Aufwands nicht wünschenswert. Die erste Wiederholungsleckratenprüfung wurde bei 0,5 bar durchgeführt. Für eine Entscheidung über den Druck späterer Wiederholungsleckratenprüfungen wird die RSK die Ergebnisse sowohl der ersten Wiederholungsprüfung als auch entsprechender HDR-Versuche abwarten.

11.3 Absicherung gegen Unterdruck

Der Hersteller hat vom Gutachter geprüfte Rechnungen durchgeführt, nach denen der Sicherheitsbehälter bis zu einem inneren Unterdruck von 617 mbar voll intakt bleibt. Die RSK stimmt der Meinung des Gutachters zu, daß durch die Konstruktion der gewichtsbelasteten Schnellschlußklappen und durch den zeitlichen Ablauf der Ereignisse nach einem GaU Eingriffe möglich sind und sichergestellt ist, daß der Auslegungsunterdruck der Sicherheitshülle nicht unterschritten wird.

11.4 Wasserstoffkonzentration

Unter Zugrundelegung der von der RSK in ihren Leitlinien geforderten Berechnungsgrundlagen erreicht die Wasserstoffkonzentration nach frühestens 60 Tagen die Zündgrenze (4%). Zur Vermeidung eines zündfähigen Gemisches im Sicherheitsbehälter wird vom Hersteller eine dosierte Abgabe über Filter vorgesehen.

12. Brandschutzkonzept

Die RSK stimmt dem Brandschutzkonzept für GKN zu. Sie hält Einrichtungen für notwendig, die nach Bruch einer Schmiermittelleitung auf dem Weg vom Vorratsraum zum Verbraucher und Entflammen des Schmiermittels eine sofortige Branderkennung ermöglichen, um unmittelbar nach Ausbruch des Brandes geeignete Gegenmaßnahmen einleiten zu können.

13. Folgen des Brandes im Reaktor- und Abstellbecken

Die RSK hat sich anhand vorgelegter Unterlagen und in Diskussion mit dem Gutachter überzeugt, daß

- der Zustand der Anlage nach dem Brand dokumentiert wurde,

- das erforderliche Material zur Feststellung möglicher Schädigungen infolge zu hoher Temperaturen und der Einwirkung korrosiver Stoffe sichergestellt und untersucht wurde,
- mit den Reparaturarbeiten alle Brandschäden beseitigt wurden.

Aufgrund dieser Maßnahmen und der Ergebnisse der durchgeführten Prüfungen hat die RSK keine Bedenken gegen einen Betrieb des Kernkraftwerks mit den vom Brand betroffenen Komponenten.

14. Betriebspersonal

Die RSK hält es für notwendig, daß die Schichtleiter des Herstellers für eine gewisse Zeit nach Übergabe des Kraftwerks vom Hersteller an den Betreiber weiterhin zur Verfügung stehen. Außerdem sollte über einen angemessenen Zeitraum die Schicht durch Ingenieure verstärkt werden.

15. Schlußbemerkung

Weitere geringfügige Abweichungen von den Leitlinien sind - nach Überprüfung durch den Gutachter - nach Meinung der RSK tolerierbar. Zu ihrer Information wünscht die RSK Berichte über den Reaktorbetrieb von GKN. Der Berichtszeitraum soll drei Monate betragen.

Unter diesen Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar bis zum Beginn des kommerziellen Probetriebs.

3. Werkstoffe für Druckbehälter und Sicherheitsbehälter in der Kerntechnik

Im Hinblick auf die Verwendung des Stahls 20 MnMoNi 5 5 für Reaktordruckbehälter hält die RSK die Durchführung eines geeigneten Untersuchungsprogramms für notwendig. Bei diesem Untersuchungsprogramm ist hinsichtlich der Schweißfragen entsprechend dem seinerzeit beim Stahl 22 NiMoCr 3 7 durchgeführten Programm zu verfahren.

Die Kraftwerk Union AG (KWU) hat in Ergänzung zu den im Rahmen der Zulassung anfallenden Prüfungen für den Stahl 20 MnMoNi 5 5 ein zusätzliches Untersuchungsprogramm vorgeschlagen. Die Ergebnisse der Untersuchungen des Gesamtprogramms werden von der RSK als ausreichende Entscheidungshilfe für die abschließende Stellungnahme erachtet.

a) Untersuchungen, deren Ergebnisse vor der endgültigen Zustimmung zur Verwendung des Stahls vorliegen müssen:

1. Sofortprogramm 20 MnMoNi 5 5
 - 1.1 Tangentialschliffe
 - 1.2 Seigerungsuntersuchungen
 - 1.3 Metallographische Untersuchungen einer Schweißnaht, die bei der Magnetpulverprüfung Scheinanzeigen hervorruft

1.4 Simulationsversuche

2. Rondeneinschweißversuch

3. Grundsatzuntersuchungen durch Japan Steel Works (JSW)

3.1 Ausscheidungsverhalten von 20 MnMoNi 5 5

3.2 Bericht über Fehler in Schmiedestücken und Blechen

4. Untersuchungen im Rahmen der Werkstoffzulassung

4.1 Bleche der Firma Marrel

4.2 JSW-Bleche

4.3 JSW-Schmiedestücke

4.4 Schweißbeignungsprüfung für Marrel-Bleche

4.5 Schweißbeignungsprüfung für JSW-Bleche und -Schmiedestücke

b) Untersuchungen, bei denen die Ergebnisse zu den nachfolgenden Punkten 5. bis 7. binnen zwei Jahren und zu Punkt 8 vor der Inbetriebnahme der Reaktordruckbehälter vorliegen müssen:

5. Untersuchungen an einem ausgestoßenen Kern aus dem Vorblock ("punch out")

6. Tangentialschliffuntersuchungen aus der laufenden Fertigung

7. Weiterführung der statistischen Auswertung über mechanische Eigenschaften und Seigerungsverhalten

8. Bestrahlungsversuche an kennzeichnenden Schmelzen

Nach Vorliegen der Ergebnisse von a) wird die RSK erneut zur Verwendung des Stahls 20 MnMoNi 5 5 Stellung nehmen. Sie hält diesen Stahl vom Grundsatz her zur Herstellung von Reaktordruckbehältern für geeignet und erwartet von den Untersuchungen zufriedenstellende Ergebnisse. Unter dem Vorbehalt, daß sich diese Erwartung erfüllt, hält es die RSK für sinnvoll, die Fertigung fortzusetzen und die hierbei anfallenden Erfahrungen mit in die Beurteilung einzubeziehen.

BAZ Nr.109 vom 12.6.1976

111.Sitzung am 17.3.1976

1. Kernkraftwerk Isar (KKI) Schnellabschaltbehälter

Die RSK hat sich in mehreren Sitzungen mit den Schnellabschaltbehältern des Kernkraftwerks Isar befaßt. Unter Berücksichtigung dieser Beratungen und der dazu eingereichten Unterlagen kommt die RSK aus grundsätzlichen Erwägungen zu dem Schluß, daß die Schnellabschaltbehälter in ihrer jetzigen Form als Dauerlösung nicht belassen werden sollen.

Die RSK empfiehlt deshalb, die Schnellabschaltbehälter nur für einen befristeten Zeitraum zu betreiben. Sie hält es für notwendig, daß der Hersteller unverzüglich mit der Planung einer Ersatzlösung beginnt. Sie hält einen befristeten Betrieb für vertretbar, wenn während einer solchen Zeit-

111. Sitzung

dauer durch Wiederholungsprüfungen an den Behältern eine verschärfte Überwachung durchgeführt wird, so daß ein Versagen ausgeschlossen werden kann. Die RSK stützt sich hierbei u.a. auf die Ergebnisse der an diesen Behältern und an den Schnellabschaltbehältern anderer Kernkraftwerke durchgeführten Prüfungen, zu denen auch Druckversuche mit Schwellbeanspruchung an einem Originalbehälter des Kernkraftwerks Brunsbüttel gehören.

Die RSK empfiehlt, die Wiederholungsprüfungen halbjährlich durchzuführen. Das hierfür erforderliche Programm soll mit dem Gutachter abgestimmt und der RSK vorgelegt werden. Bei der Festlegung der Bedingungen für diese Prüfungen sind die Ergebnisse von Werkstoffprüfversuchen zu berücksichtigen, die für die Schnellabschaltbehälter der Kernkraftwerke Brunsbüttel, Würgassen und Philippsburg 1 vorgenommen werden. Das Prüfprogramm für diese Versuche und deren Ergebnisse sind der RSK ebenfalls vorzulegen.

Eine abschließende Stellungnahme zu dem endgültigen Schnellabschaltsystem wird die RSK erst abgeben, wenn ein Gutachten über eine vom Hersteller zu erarbeitende Ersatzlösung vorgelegt worden ist.

2. Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe (MZFR) Weiterbetrieb über das Jahr 1977 hinaus

Die RSK hatte in ihrer 93.Sitzung den Weiterbetrieb des MZFR mit einem Kern mit angereichertem Brennstoff befürwortet ⁺). Sie war dabei jedoch davon ausgegangen, daß der Betrieb nach Abbrand des vorhandenen Brennstoffes (voraussichtlich Ende 1977) eingestellt wird. Diese Tatsache war ausschlaggebend für die Meinung der RSK, daß die angemessene Erfüllung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren für den MZFR gegeben ist.

Der Betreiber des MZFR hat nun die Genehmigung zum Weiterbetrieb der Anlage bis zum Jahr 1981 beantragt. Als Begründung führt er an, daß vorgesehen war, den größten Teil des MZFR-Betriebspersonals nach Betriebsende in den Kernkraftwerken Philippsburg 2 und Süd weiterzubeschäftigen. Wegen der bekannten Verzögerung dieser Projekte möchte er die Stilllegung des MZFR verschieben.

Die RSK ist der Meinung, daß das Vorhandensein ausgebildeten Personals und die Aufrechterhaltung eines Ausbildungspotentials grundsätzlich im Interesse der Reaktorsicherheit zu begrüßen ist. Die RSK hat sich aus diesem Grunde mit der Frage beschäftigt, inwieweit über die bereits erfolgten Ertüchtigungsmaßnahmen hinaus (siehe Empfehlung von der 93.RSK-Sitzung) zusätzliche Einrichtungen erforderlich sind, um einen Weiterbetrieb zu ermöglichen. Ausgehend von den Vorschlägen des Betreibers sowie den Stellungnahmen des Gutachters kommt die RSK zu dem folgenden Ergebnis:

⁺) Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission
1971-1974, IRS-A-9 (Dez.1975), S.I-87 ff.

1. Kernnotkühlung

Die RSK ist der Ansicht, daß mit dem vorgeschlagenen zusätzlichen unvermaschten Niederdruck-Notkühlsystem eine sicherheitstechnische Verbesserung erreicht werden kann. Weiterhin geht sie davon aus, daß die für das vorhandene System geforderten Maßnahmen - Verbesserung der Störfallinstrumentierung, Einbau von Prüfeinrichtungen, jährliche Wiederholungsprüfungen - bereits bei der Auslegung in angemessener Weise berücksichtigt werden.

Die darüber hinaus vorgelegten Vorschläge des Betreibers zur Ertüchtigung der Notkühlung:

- Einspeisung von Wasser über die Dampferzeuger und die Kesselspeisepumpe in das Primärsystem,
- Verbindung des MZFR-internen Druckwassernetzes mit dem Volumenregelsystem (Entgaserausgleichsbehälter) und Einspeisung über 3 Hochdruck-Förderpumpen

sollten in jedem Falle verwirklicht werden, auch wenn sie nicht als unabhängige Systeme im Sinne einer vollständigen Redundanz angesehen werden können.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß ihre Aussagen zur Wirksamkeit der Notkühlung in ihrer Empfehlung von der 93.Sitzung auch für den Weiterbetrieb des MZFR bis 1981 ihre Gültigkeit haben.

2. Ertüchtigung der Zusatzwasserzufuhr der Kühltürme

Die RSK ist der Meinung, daß die vom Betreiber vorgeschlagene Ertüchtigung der Zusatzwasserzufuhr der Kühltürme zur Erhöhung der Redundanz des Nachkühlbetriebes eine Verbesserung der Anlage darstellt.

3. Druckprobe am Reaktordruckbehälter

Der Reaktordruckbehälter des MZFR besitzt im Vergleich zu den Kernkraftwerken der neueren Bauart keine Möglichkeiten der zerstörungsfreien Wiederholungsprüfung mit Ultraschall. Es ist beabsichtigt, im Jahre 1977 eine Wiederholungsdruckprobe durchzuführen, mit dem Ziel, die Sicherheit des Reaktordruckbehälters für die folgende Betriebszeit nachzuweisen; die RSK hält einen Druck von 130 bar (1,3 x Auslegungsdruck) und eine Prüftemperatur von 70 °C für notwendig. Die vorliegenden Untersuchungsergebnisse, insbesondere die von den Einhängeproben, lassen erkennen, daß für die vorgesehene Betriebsperiode ein ausreichend zäher Werkstoffzustand gewährleistet ist.

4. Notsteuerstelle

Durch die vorgesehene Errichtung einer Notsteuerstelle auf der Hilfswarte und einer neuen unabhängigen Energieversorgung für das neue Niederdruck-Notkühlsystem und für die Sicherheitseinrichtungen, die bei Einwirkungen von außen oder einem Brand weiterversorgt werden müssen, wird nach Ansicht der RSK die Sicherheit der Anlage gegen diese Störfälle wesentlich verbessert. Dabei müssen von der Notsteuerstelle aus bei Ausfall der Warte oder

anderer Versorgungseinrichtungen der Reaktor sicher abgefahren (Druckabsenkung), nachgekühlt und der abgeschaltete Zustand überwacht werden können.

5. Brandschutzmaßnahmen

Im Zuge der Einrichtung einer Notsteuerstelle und einer redundanten Notstromversorgung für die neue Notkühlung und für die zur Nachkühlung notwendigen Sicherheitseinrichtungen wird der Betreiber die Einteilung in Brandabschnitte vornehmen. Da die Aufstellungsorte für die geplanten Sicherheitseinrichtungen in anderen Brandabschnitten als den vorhandenen vorgesehen sind - und dies gilt auch für die Kabelwerke -, ist die Forderung nach einer räumlichen Trennung im Brandfalle weitgehend erfüllt.

An den Stellen (Meßfühler, Stellglieder, Armaturen), an denen die räumliche Trennung nicht durchführbar ist, sind vom Betreiber verstärkte Brandschutzmaßnahmen vorgesehen. Weitere Maßnahmen bestehen in der räumlichen Begrenzung besonders feuergefährdeter Betriebsstätten, der Installation von Rauchmeldern und Feuerlöscheinrichtungen.

Die RSK hält es nach Durchführung der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen für gewährleistet, daß im Falle eines Brandes die Anlage sicher abgefahren und der Reaktor langfristig in einem sicheren Zustand gehalten werden kann.

6. Abführung der Abluft aus den Kondensator-Vakuumpumpen

Gemäß dem Grundsatz, die Strahlenbelastung (Tritium) sowohl des Betriebspersonals als auch der Umgebung so gering wie möglich zu halten, ist die vorgesehene Abgabe der Abluft der Vakuumpumpen des Kondensators über den Kamin als eine sicherheitstechnische Verbesserung zu begrüßen. Eine Überwachung der Aktivität des Sekundärkreises sowie der Spaltproduktabgabe über den Kamin muß jedoch im Rahmen der geplanten Erweiterung der Betriebs- und Störfallinstrumentierung sichergestellt werden. Das Konzept der Störfallinstrumentierung ist dem RSK-UA ELEKTRISCHE EINRICHTUNGEN vorzulegen.

7. Druckunterdrückungssystem

Das Druckunterdrückungssystem wurde im Hinblick auf seine dynamischen Belastungen während des Auslegungsstörfalles hin untersucht. Die im Vergleich zu den Siedewasserreaktoren der KWU-Baulinie 69 andersartige Bauweise (Anordnung der Kondensationskammer auf dem Fundament) läßt erwarten, daß die auftretenden Lasten dynamisch und statisch abgetragen werden können. Der Gutachter wird gebeten, im Hinblick auf die Belastung der Abblasekästen eine Detailuntersuchung durchzuführen.

8. Schlußbemerkung

Bei Verwirklichung der vorgesehenen sicherheitstechnischen Verbesserungen hat die RSK keine Bedenken gegen den Weiterbetrieb des MZFR bis zum Jahre 1981.

1. Kernkraftwerk BASF Standort BASF-MITTE und Sicherheitskonzept

Präambel

Die RSK hat in ihrer 111.Sitzung am 17.März 1976 und in ihrer 112.Sitzung am 28.April 1976 ihre über sechs Jahre andauernden Beratungen zum Standort und Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks BASF mit Verabschiedung einer Empfehlung abgeschlossen. Den Beratungen hat der Standort BASF-MITTE zugrunde gelegen. In der 111.RSK-Sitzung hat der Antragsteller mitgeteilt, daß er das Kernkraftwerk nicht mehr am Standort BASF-MITTE zu errichten beabsichtige. Hierfür sei nunmehr ein neuer Standort -BASF NORD-, der 5 km nördlich des bisherigen Standortes liegt, vorgesehen. Die RSK hat diesen Sachverhalt zur Kenntnis genommen, jedoch unabhängig davon ihre Beratungen auf der Grundlage des Standortes BASF-MITTE abgeschlossen und folgende Empfehlung verabschiedet:

Im Jahre 1969 hat die Badische Anilin- und Soda-Fabrik AG Ludwigshafen (BASF AG) gemäß § 7 Atomgesetz einen Genehmigungsantrag auf Errichtung und Betrieb eines Kernkraftwerks auf ihrem Werksgelände gestellt. Das Kernkraftwerk soll mit einem Druckwasserreaktor ausgestattet werden, dessen thermische Leistung 2.331 MW beträgt. Als Industriekernkraftwerk soll es außer elektrischer Energie auch Prozeßdampf liefern. Die elektrische Nettoleistung wird mit 380 MW, die Prozeßdampfleistung mit 1.434 MW angegeben. Das Kernkraftwerk wird von der Kraftwerk Union AG (KWU), Mülheim, angeboten.

In Anbetracht der besonderen Verhältnisse am Standort Ludwigshafen/Rhein hat die RSK von Anfang an ein erweitertes Sicherheitskonzept für erforderlich gehalten. Die Beratungen mündeten in die Forderung nach einem Berstschutz zunächst für den Reaktordruckbehälter und später auch für den Druckhalter und die Dampferzeuger ein. Vom Hersteller wurde daraufhin ein Berstschutz für den gesamten Primärkreislauf konzipiert. Zur Realisierung des erweiterten Sicherheitskonzeptes und zur Sicherstellung der betrieblichen Funktionstüchtigkeit wurde insbesondere hinsichtlich der Primärkühlmittelleitungen sowie der Aufstellung der Dampferzeuger und der Primärkühlmittelpumpen eine neue Bauweise des Primärsystems entwickelt.

Nach Vorlage des Konzeptes und nach eingehenden Beratungen hat die RSK in ihrer 90. Sitzung am 23.Januar 1974 eine Empfehlung (veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr. 116 vom 28.Juni 1974)⁺ verabschiedet, in der die Erfüllbarkeit von Forderungen, wie sie an ein am Standort Ludwigshafen zu errichtendes Kernkraftwerk gestellt werden müssen, als aussichtsreich erachtet wurde. Weiterhin hat die RSK damals festgestellt, daß vor einer Empfehlung zum Sicherheitskonzept und zur Erteilung der 1.Teilerrichtungsgenehmigung weitere Untersuchungen und Entwicklungsarbeiten notwendig seien. Die nach Ansicht der RSK noch zu klärenden Punkte wurden in einem

⁺) vgl. Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission 1971-1974, IRS-A-9 (Dez. 1975), S. I-60ff.

Fragenkatalog zusammengefaßt. Nachdem der Hersteller die geforderten Unterlagen und Nachweise vorgelegt hatte, setzte die RSK die Beratungen fort.

In insgesamt über 95 Sitzungen der für die verschiedenen Fachrichtungen zuständigen Unterausschüsse und der RSK wurde gemeinsam mit dem Gutachter, den zuständigen Genehmigungsbehörden und dem Bundesminister des Innern sowie unter Anhörung des Antragstellers und des Herstellers über das Kernkraftwerkskonzept beraten. Neben den Unterlagen des Antragstellers und des Herstellers sind das Sicherheitsgutachten, Teil 1, des TÜV Rheinland e.V., Köln, sowie eigene Untersuchungen der RSK Grundlage für die Feststellung, daß mit dem Konzept für das Kernkraftwerk BASF ein Fortschritt in der Sicherheitstechnik verbunden ist. Seine Realisierbarkeit wurde im Rahmen einer Konzeptbeurteilung in ausreichender Weise nachgewiesen. Im einzelnen stellt die RSK folgendes fest:

1. Standort

Der Standort BASF-MITTE befindet sich auf dem Werksgelände der BASF AG im Stadtkreis Ludwigshafen, Regierungsbezirk Rheinhessen-Pfalz, Land Rheinland-Pfalz. Er liegt unmittelbar am linken Ufer des Rheins unterhalb der Neckarmündung zwischen Strom-km 428,5 und 428,8. Im Umkreis von ca. 2 km liegen linksrheinisch fast ausschließlich Werksanlagen der BASF AG. Das rechtsrheinische Industriegelände gehört zum Gebiet der Stadt Mannheim. Die ersten Wohngebiete, öffentlichen Grünanlagen und in geringem Maße auch Ackerland beginnen in einem Abstand von etwa 1,6 km vom Standort. Die Zentren der Städte Mannheim und Ludwigshafen liegen vom Standort etwa 4,5 bzw. 3,5 km entfernt. Die ersten Höhen des Odenwaldes erheben sich ostwärts in einer Entfernung von 15 bis 20 km vom Standort. 20 km westlich des Standortes beginnen Hügelketten, die in den Pfälzer Wald übergehen.

Die nächstgelegenen Trinkwassergewinnungsgebiete von Mannheim, Ludwigshafen und Frankthal liegen in einer Entfernung von 5 bis 8 km vom Standort mit Fließrichtung zum Rhein hin. Die auf dem Werksgelände angelegten Tiefbrunnen dienen ausschließlich der Förderung von Brauchwasser für die BASF AG; mit Trinkwasser wird die BASF AG aus dem Netz der Stadtwerke Ludwigshafen versorgt.

Über die bodenmechanischen und seismotektonischen Verhältnisse am Standort und in seiner Umgebung wurde eingehend beraten. Erdbebenintensitäten größer VIII können für den Standort ausgeschlossen werden. Unter Berücksichtigung des Standes der Wissenschaft empfiehlt die RSK, der Auslegung des Kernkraftwerks gegen Sicherheitserdbeben einen Wert von 200 cm/s^2 für die Horizontalbeschleunigung zugrunde zu legen.

Die Lage des Standortes inmitten eines großen Chemiewerkes erfordert eine Untersuchung der gegenseitigen Wechselwirkungen von Kernkraftwerk und Chemieanlagen. Eine Gefährdung des Kernkraftwerks durch Chemieanlagen, sonstige Einrichtungen und Arbeiten auf dem Werksgelände der BASF AG sowie in der Umgebung außerhalb des Werksgeländes könnte durch chemische Explosionen, Brände und Freisetzung toxischer Gase erfolgen. Die vorgesehene Auslegung des Kernkraftwerks gegen einen Überdruck der ankommenden Explosionswelle von 0,3 bar und der reflektierten Welle von 0,52 bar, die die Forderungen der RSK-Leitlinien übertrifft, hält die RSK für ausreichend. Aufgrund der vorgesehenen Tiefgründung des Reaktorgebäudes sowie des Schaltanlagen- und des Hilfsanlagengebäudes auf -19 m können auch

Druckwellen mit unterstelltem detonativem Verlauf bis maximal 1 bar Überdruck beherrscht werden. Die Auswirkungen von Bränden sowie chemischen Explosionen, verursacht durch den Schiffsverkehr auf dem Rhein, sind mit dieser Auslegung ausreichend abgedeckt. Chemieanlagen sind genügend weit vom Standort entfernt, so daß sie hinsichtlich chemischer Explosionen keine Gefährdung darstellen. Bezüglich der übrigen Einrichtungen empfiehlt die RSK,

- a) die am Standort vorbeiführende Azetylenleitung zu verlegen, so daß der Mindestabstand 250 m beträgt;
- b) hinsichtlich des Bahnverkehrs mit Druckgaskesselwagen das hierfür vorgesehene Durchgangsgleis im Umkreis von 300 m weichenlos zu gestalten;
- c) für die Gleise und Weichen im Umkreis von 500 m besondere technische Sicherheits- und Überwachungseinrichtungen vorzusehen;
- d) für den Umgang mit Druckgaskesselwagen administrative Maßnahmen, z.B. Durchleitung beladener Druckgaskesselwagen ausschließlich auf dem weichenlosen Durchgangsgleich, vorzusehen;
- e) zu gewährleisten, daß nur einwandfreie, nach neuesten internationalen Vorschriften (RIT) geprüfte Druckgaskesselwagen Verwendung finden.

Das Eindringen explosionsfähiger und toxischer Gase in das Kernkraftwerk muß durch rechtzeitige Detektion, administrative Maßnahmen und durch die Auslegung der Lüftungstechnischen Anlagen im Kernkraftwerk verhindert werden. Andererseits muß die Sicherheit der Chemieanlagen im Falle denkbarer Störfälle im Kernkraftwerk durch entsprechende Einrichtungen gewährleistet sein.

Die RSK ist der Ansicht, daß die in ihren Leitlinien angegebenen Lastannahmen für die Auslegung des Kernkraftwerks gegen Flugzeugabsturz ausreichend sind; die Wahrscheinlichkeit für den Absturz einer Militärmaschine, wie sie diesen Lastannahmen zugrunde liegt, ist auch am Standort für das Kernkraftwerk BASF sehr gering.

Zum weiteren Schutz des Kernkraftwerks gegen äußere Einwirkungen, u.a. auch Sabotage, sind eine Reihe von technischen und administrativen Maßnahmen vorgesehen, z.B. ein erweitertes Notstandssystem.

Die meteorologischen Parameter wurden in einem mehrjährigen Meßprogramm ermittelt. In dem meteorologischen Gutachten des Deutschen Wetterdienstes Offenbach wird auf die besonderen Verhältnisse in der Umgebung des Standortes eingegangen. Das Gutachten über die Strahlenexposition der Bevölkerung weist aus, daß bei den beantragten Abgabewerten die derzeitigen Dosisrichtwerte nicht überschritten werden.

Der Standort für das Kernkraftwerk BASF liegt inmitten eines Industriegeländes, an das die Großstädte Mannheim und Ludwigshafen angrenzen. Ein Vergleich des Standortes Ludwigshafen mit anderen, in der Bundesrepublik Deutschland bereits genehmigten Standorten zeigt, daß für den Standort Ludwigshafen das kollektive Risiko infolge der großen Zahl der in den benachbarten Großstadtgebieten lebenden Menschen im Mittel um etwa den Faktor zehn höher wäre. Aufgrund möglicherweise vorhandener Erschwerungen bei der Durchführung von Notfallschutzmaßnahmen wäre auch das Individual-

risiko an diesem Standort erhöht. In Übereinstimmung mit ihrer Empfehlung vom 23. Januar 1974 hält deshalb die RSK zusätzliche Sicherheitseinrichtungen für das Kernkraftwerk BASF für erforderlich, mit denen das kollektive Risiko und das Individualrisiko auf das an anderen Standorten übliche und tolerierbare Maß reduziert werden können. Die zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen müssen - entsprechend den besonderen Verhältnissen am Standort - die Wahrscheinlichkeiten und das Ausmaß störfallbedingter Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung weiter vermindern.

Das Gefährdungspotential eines Kernkraftwerks resultiert im wesentlichen aus dem in Reaktorkern entstehenden und dort zurückgehaltenen Inventar an radioaktiven Spaltprodukten. Eine Freisetzung erheblicher Teile des Spaltproduktinventars ist nur bei solchen Unfällen zu erwarten, die infolge Versagens von Sicherheitseinrichtungen zum Schmelzen des Reaktorkerns und möglicherweise zum gleichzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters führen. Da derartige Unfälle den entscheidenden Beitrag zum Risiko liefern, wird bei der sicherheitstechnischen Auslegung von Kernkraftwerken auf ihre Verhinderung und Beherrschung besonderes Gewicht gelegt.

In Anlehnung an die Ergebnisse des Rasmussen-Berichtes (WASH-1400) hat die RSK für das gesamte Störfallspektrum Abschätzungen zur Wirksamkeit der für das Kernkraftwerk BASF vorgesehenen zusätzlichen Maßnahmen (s.u.) vorgenommen. Sie haben gezeigt, daß die zu verschiedenen auslösenden Ereignissen gehörenden, maßgebenden Wahrscheinlichkeiten für die massive und schlimmstenfalls unverzügerte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung um wenigstens eine Größenordnung gesenkt werden können. Daher ist die RSK der Ansicht, daß ein Kernkraftwerk der vorgesehenen Auslegung am Standort Ludwigshafen errichtet und betrieben werden kann, ohne daß kollektives Risiko und Individualrisiko höher als an anderen, bereits genehmigten Standorten sind.

2. Kernkraftwerk mit berstgeschütztem Primärkreislauf

In Anbetracht der beschriebenen Sachverhalte ist es notwendig, zusätzliche Sicherheitseinrichtungen vorzusehen, die bei den üblicherweise unterstellten Kühlmittelverluststörfällen die möglichen Abströmquerschnitte verringern, die Zuverlässigkeit der Notkühleinrichtungen weiter zu erhöhen und darüber hinaus ein unterstelltes massives Versagen des Reaktordruckbehälters beherrschbar zu machen. Hierbei müssen die Abschaltbarkeit gewährleistet und eine nachkühlfähige Kerngeometrie erhalten bleiben. Außerdem muß auch hier sichergestellt sein, daß der Kern langfristig geflutet werden kann. Neben ausreichend ausgelegten Notkühlsystemen ist hierzu ein Berstschutzbehälter erforderlich, durch den die Abströmquerschnitte beim Versagen des Reaktordruckbehälters begrenzt werden. Ebenso müssen auch die übrigen Komponenten des Primärsystems einen Berstschutz erhalten. Durch solche Maßnahmen werden für die üblicherweise betrachteten Kühlmittelverluststörfälle mit großem Abströmquerschnitt besondere Sicherheitsreserven geschaffen. Die Berstschutzkonstruktionen müssen so ausgelegt werden, daß sie den Sicherheitsbehälter und andere sicherheitstechnisch wichtige Systeme vor Bruchstücken schützen.

Diesen Forderungen der RSK entsprechend, werden für das Kernkraftwerk BASF als wichtigste Zusatzmaßnahmen vorgesehen:

- a) Der integrale Berstschutz für das Primärsystem, bestehend aus Berstschutzeinrichtungen für den Reaktordruckbehälter, für die Primärkühl-

mittelleitungen und Dampferzeuger sowie für den Druckhalter;

- b) Die Ertüchtigung des Notkühlsystems durch Erhöhung der Redundanz in dem Maße, daß bereits einer von vier Strängen die volle Wirksamkeit der Kernnotkühlung gewährleistet.

Um eine durchgehende Risikoreduzierung zu erreichen, hat die RSK weitere zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen gefordert. Als solche sind deshalb vorgesehen:

- c) Eine erhöhte Verfügbarkeit der für die sekundärseitige Druckabsenkung erforderlichen Systeme;
- d) eine erhöhte Auslegungsreserve beim Sicherheitsbehälter sowie eine erhöhte Kapazität des Sicherheitsbehälter-Sprühsystems;
- e) ein schnelles Boreinspritzsystem als diversitäres Schnellabschalt-system, das auch zur Beherrschung des Störfalles "Betriebstransienten mit Versagen des Schnellabschaltsystems" mit beiträgt;
- f) eine höhere Redundanz in der externen Stromversorgung;
- g) ein erhöhter Schutz gegen Einwirkungen von außen.

Der Bewertung dieser zusätzlichen Maßnahmen hat die RSK folgende Maßstäbe zugrunde gelegt:

1. Die Wirksamkeit der zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen und ihr Einfluß auf das Störfallverhalten der Anlagen muß mindestens mit der gleichen Aussagekraft wie bei den gebräuchlichen Sicherheitseinrichtungen analysierbar sein;
2. durch die zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen und die dadurch bedingte geänderte Konstruktion soll die Anfälligkeit der Anlage gegenüber dem Spektrum störanfallauslösender Ereignisse nicht signifikant erhöht werden.

Die Erfüllung beider Forderungen ist Voraussetzung für eine Zustimmung zum Konzept. Aufgrund ihrer Beratungen stellt die RSK im einzelnen fest:

2.1 Berstgeschützter Primärkreislauf

Der berstgeschützte Primärkreislauf ist durch folgende Merkmale gekennzeichnet:

- a) Reaktordruckbehälter, Primärkühlmittelleitungen, Dampferzeuger und Druckhalter sind von Berstschutzkonstruktionen umgeben. Der Reaktordruckbehälter ist Festpunkt des Systems; er wird in seinem Berstschutz fixiert und zentriert.
- b) Die einzelnen Kreisläufe sind sternförmig um den Reaktordruckbehälter als Mittelpunkt angeordnet.
- c) Der warme und der kalte Strang der Primärkühlmittelleitungen sind zu einem geraden, zweigeteilten Rohr zusammengefaßt.

- d) Die Hauptkühlmittelpumpen werden hängend in die Primärkammer der Dampferzeuger eingebaut.
- e) Die Dampferzeuger sind so gelagert, daß sie Bewegungen radial zum Reaktordruckbehälter ausführen können.
- f) Die Einspeiseleitungen des Kernnotkühlsystems in Zu- und Abströmrichtung zum Reaktorkern sind direkt in den Reaktordruckbehälter eingebunden.

Die RSK hat über die besonderen Merkmale des neuen Kreislaufkonzeptes, insbesondere über die zu vier geraden, zweigeteilten Rohren größeren Durchmessers zusammengefaßten Primärkühlmittelleitungen und über die daraus resultierende Verminderung der bisher üblichen acht - kleineren - Stützen der Primärkühlmittelleitungen auf vier größere Stützen sowie die dadurch bedingte starre bzw. gedrängte Bauweise, beraten. Das zweigeteilte Rohr ist nach Ansicht der RSK als Druckbehälter anzusehen. Die an das zweigeteilte Rohr bezüglich Werkstoff, Auslegung und Verarbeitung sowie Wiederholungsprüfungen gestellten Anforderungen müssen denjenigen entsprechen, die an Reaktordruckbehälter gestellt werden. Die RSK hat außerdem einen Versuch im Maßstab 1:1 gefordert, in dem das Zusammenwirken eines Dampferzeugers (mit integrierter Pumpe) und des zweigeteilten Rohres unter weitgehend betriebsähnlichen Bedingungen erprobt und das Schwingungsverhalten untersucht werden sollen. Die Ergebnisse sind rechtzeitig vor der Inbetriebnahme vorzulegen.

Der Hersteller hat der RSK weiterhin Unterlagen über alle beim unterstellten Versagen des Reaktordruckbehälters zu betrachtenden Bruchformen und Bruchlagen im Hinblick auf die dabei auftretenden Belastungen der Kerneinbauten und des Berstschutzsystems sowie aller angeschlossenen Systeme vorgelegt. Mögliche Beeinflussungen der Spannungsverhältnisse im Primärsystem durch die Berstschutzkonstruktionen während des Betriebs sowie auf die Möglichkeiten der Wiederholungsprüfungen mit Ultraschall an dem berstgeschützten Kreislauf wurden untersucht. Im einzelnen hat die RSK besonderen Wert auf den Nachweis einer weitgehend unbehinderten Ausdehnungsmöglichkeit des um den Reaktordruckbehälter angeordneten Primärkreislaufs gelegt. Der Hersteller hat gezeigt, daß die vorgesehenen Konstruktionen die an sie gestellten Anforderungen erfüllen.

2.1.1 Berstschutz

Die wesentlichen Komponenten des Berstschutzes für den Reaktordruckbehälter sind der Berstschutzbehälter aus Spannbeton, ein auf diesen aufgesetzter Abstützring sowie Spannstäbe, die durch den Abstützring und durch die Wand des Berstschutzbehälters hindurchgeführt werden und die sowohl im unteren Teil des Berstschutzbehälters als auch im oberen Teil des Abstützringes verankert sind. Der Reaktordruckbehälter wird in den Berstschutzbehälter eingesetzt und - über sogenannte Pendelstützen, die den Kraftschluß zwischen Abstützring und Deckel des Reaktordruckbehälters herstellen - durch die Spannstäbe eingespannt. Diese sind so ausgelegt, daß im Betriebszustand die aus dem Innendruck herrührenden Axialspannungen des Reaktordruckbehälters kompensiert werden. Aufgrund dessen sind Rundabrisse im ungestörten zylindrischen Teil des Reaktordruckbehälters auszuschließen; schräg beginnende Risse werden wegen dieses quasi-einachsigen Spannungszustandes in axiale Richtung abgelenkt.

Deshalb wurden vom Hersteller und zusätzlich von anderen Organisationen in Analysen die Auswirkungen eines Längsrisses im Reaktordruckbehälter sowie des Abrisses der unteren Kalotte untersucht. Dabei zeigte sich, daß die stärksten Belastungen der Kerneinbauten und des Berstschutzes durch den Längsriß hervorgerufen werden. Sie werden insbesondere verursacht durch die beim instantanen Versagen des Reaktordruckbehälters auftretende Druckentlastungswelle; Belastungen aufgrund von Auströmvorgängen und Massestoßeffekten spielen dagegen eine untergeordnete Rolle. Die Beanspruchung der Kernttragkonstruktion wurde in einer Spannungs-, Deformations- und Verschiebungsanalyse untersucht. Dabei ergaben sich keine über die als zulässig erachteten Spannungen hinausgehenden Werte.

Es ist auch nicht zu erwarten, daß Geometrieänderungen auftreten, welche die Abschaltbarkeit und Notkühlbarkeit des Kerns gefährden. Das schnelle Boreinspritzsystem ergibt zusätzlich eine von der Kerngeometrie unabhängige diversitäre Abschaltmöglichkeit (vgl. hierzu Abschnitt 2.4).

Der Antragsteller hat in einem im Maßstab 1:5,5 nachgebildeten Modell eines Reaktordruckbehälters (zylindrischer Teil) mit Berstschutz unter Betriebsbedingungen einen Berstversuch durchgeführt, dessen Ergebnisse die Konservativität der ausgeführten Rechnungen bestätigt haben. Weiterhin hat der Hersteller gezeigt, daß auch der Berstschutz den beim Versagen des Reaktordruckbehälters auftretenden Belastungen standzuhalten vermag, so daß der Berstschutzbehälter flutbar bleibt und der Kern langfristig nachgekühlt werden kann.

Die vom Hersteller vorgelegten Analysen wurden vom Gutachter im Detail geprüft. Die RSK ist der Ansicht, daß die verwendeten Methoden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen, die Ergebnisse eine zuverlässige Aussage über die Realisierbarkeit des berstgeschützten Konzeptes erlauben und der integrale Berstschutz folgende Anforderungen erfüllen kann:

- a) Erhaltung der Funktionsfähigkeit des Abschaltsystems und eines nachkühlbaren Reaktorkerns auch im Falle des Versagens des Reaktordruckbehälters;
- b) Begrenzung der Abströmquerschnitte aus dem Reaktordruckbehälter, den Primärkühlmittelleitungen, den Dampferzeugern und dem Druckhalter bei deren Versagen;
- c) Schutz des Sicherheitsbehälters und sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen vor Bruchstücken;
- d) Erhaltung eines geschlossenen Kräftesystems in den Berstschutzkonstruktionen und Vermeidung der Weiterleitung von Reaktionskräften auf anschließende Komponenten und Gebäudeteile.

Die Forderung nach Wiederholungsprüfbarkeit der Komponenten des Berstschutzes und des Primärkreislaufes ist bei diesem berstgeschützten Kreislaufkonzept ohne wesentliche Einschränkungen erfüllt.

Für die Berstschutzkonstruktionen ist rechtzeitig vor deren Errichtung eine detaillierte Spannungsanalyse für den Betriebszustand vorzulegen.

2.1.2 Primärkreislauf

Der Hersteller hat Ergebnisse von Spannungsanalysen vorgelegt, in denen die kritischen Bereiche erfaßt sowie Wärmespannungen und Einspannungsverhältnisse bei allen Betriebszuständen mit ausreichendem Sicherheitszuschlag berücksichtigt wurden. Es wurde gezeigt, daß keine als unzulässig erachteten Erhöhungen der Beanspruchungen für den berstgeschützten Primärkreislauf entstehen, insbesondere nicht am Reaktordruckbehälter.

Das zweigeteilte Rohr besitzt naturgemäß ein weniger homogenes Spannungsfeld als das Einfachrohr. Vom Hersteller konnte gezeigt werden, daß die Beanspruchungen sicherheitstechnisch auch unter Störfallbedingungen unbedenklich sind. Die durch mögliche Temperaturgradienten bedingten Zusatzbeanspruchungen bleiben unterhalb zulässiger Werte.

Beim Bersten eines Dampferzeugers oder des Reaktordruckbehälters ist nicht zu erwarten, daß in der Folge die Hauptverbindungsleitungen brechen, da die auftretenden Stoßkräfte von den Halterungen der Komponenten und von den hydraulischen Stoßdämpfern aufgefangen werden.

Der Primärkreislauf und der Sekundärmantel des Dampferzeugers sind so auszulegen, daß von den in Deutschland anzuwendenden Regeln und vom ASME-Code, Section III, einschließlich der zugehörigen Code Case Interpretations, die jeweils strengeren Anforderungen erfüllt sind. Das Sekundärsystem ist nach den üblicherweise bei deutschen Druckwasserreaktoren angewendeten Regeln auszulegen. Der unter hohem Druck stehende Teil des Kernnotkühlsystems (insbesondere die Druckspeicher) ist wie das Primärsystem auszulegen. Hierbei ist nachzuweisen, daß beim Versagen irgendeines innerhalb oder außerhalb des Bereiches des Primärkreislaufes angeordneten Behälters keine schwerwiegenden Folgeschäden auftreten (Beschädigung des Primärsystems, Beschädigung des Sicherheitsbehälters und unzulässige Spaltproduktfreisetzung).

Aufgrund der vorgelegten, vom Gutachter geprüften Nachweise ist die RSK der Ansicht, daß das Konzept für den Primärkreislauf mit integralem Berstschutz realisierbar ist. Durch die Gestaltung des Primärsystems werden die Spannungsverhältnisse verändert; das Spannungsniveau entspricht jedoch im wesentlichen dem bei konventionellen Druckwasserreaktor-Anlagen und ist nur an wenigen Stellen geringfügig erhöht. Diese Änderungen werden durch den mit dem integralen Berstschutz erreichbaren Gewinn an Sicherheit weit ausgeglichen.

2.2 Kernnotkühlung

Das Kernnotkühlsystem ist so ausgelegt, daß mit den üblichen Redundanzforderungen der Bruch der Primärkühlmittelleitung mit vollem Abströmquerschnitt (4F) beherrscht wird. Es soll hierbei nicht berücksichtigt werden, daß durch den integralen Berstschutz die Abströmquerschnitte vermindert werden (auf 1F beim Reaktordruckbehälter und auf 0,3F bei der Primärkühlmittelleitung). Dennoch hat die RSK - in Anbetracht der besonderen Standortverhältnisse - im Laufe der Beratungen vom Hersteller gefordert, das Kernnotkühlsystem weiter zu verbessern. Zusätzlich zu der in den Antragsunterlagen ausgewiesenen Auslegung wird der Hersteller das Kernnotkühlsystem deshalb durch folgende vier Maßnahmen ertüchtigen:

- a) Erhöhung der Redundanz von 2v4 auf 1v4 für die Beherrschung aller in Betracht zu ziehenden Bruchquerschnitte in den Primärkühlmittelleitungen, wobei hier die öffnungsbegrenzende Wirkung des integralen Berstschatzes in Rechnung gestellt werden kann;
- b) Erhöhung der Zahl der Abblasestationen von 4 auf 6. Die zwei neu vorgesehenen Abblaseventile werden je zwei Dampferzeugern zugeordnet;
- c) Verwendung der An- und Abfahrpumpen zur Redundanzhöhung der Notspeisepumpen;
- d) bei kleinen Lecks Möglichkeit der Druckentlastung des Primärsystems auf Sicherheitsbehälterdruck durch eine in den Sumpf führende Entlastungsleitung.

Die konstruktive Gestaltung des Kernnotkühlsystems, einschließlich dessen Energie- und Medienversorgung, Steuerung und Überwachung, entspricht der von konventionellen Druckwasserreaktor-Anlagen. Aufgrund der Zentrierung des Reaktordruckbehälters im Berstschatz und entsprechender Führung und Aufhängung der Kernnotkühlleitungen ist nicht zu erwarten, daß beim Versagen des Reaktordruckbehälters Schäden an den Kernnotkühlleitungen auftreten, die die Kernnotkühlung beeinträchtigen.

In Notkühlanalysen wurde ein ausreichendes Spektrum von Bruchquerschnitten untersucht. Die Rechnungen des Herstellers umfassen auch eine Analyse über die Wirksamkeit der Kernnotkühlung bei atmosphärischem Gegendruck im Sicherheitsbehälter. Es hat sich ergeben, daß alle Brüche im Primärsystem, einschließlich des Versagens des Reaktordruckbehälters, von der Kernnotkühlleistung beherrscht werden. Dabei kommt insbesondere die große Förderleistung der Pumpen und die direkte Einführung der Kernnotkühlleitungen in den Reaktordruckbehälter zum Tragen. Die große eingespeiste Wassermenge in Verbindung mit der direkten Einspeisung des Notkühlwassers in das obere Plenum verhindert außerdem durch ihren hohen Kondensationseffekt Dampfblockagen. Das relativ geringe Volumen des unteren Plenums sowie die unmittelbare Einbindung der kaltseitigen Notkühleinspeisung begünstigten die Wirksamkeit der Kühlung. Im übrigen sind die RSK-Leitlinien zu beachten. Zur Beherrschung kleiner Lecks im unteren Teil des Reaktordruckbehälters ist eine rasche, wirksame Druckentlastung des Sekundärsystems vorgesehen. Im weiteren Verlauf des Genehmigungsverfahrens erwartet die RSK eine detaillierte Analyse über Brennstabschäden und die dabei auftretenden Spaltproduktfreisetzungen. Aufgrund der Erfahrungen mit konventionellen Druckwasserreaktor-Anlagen erwartet die RSK hieraus keine wesentlich neuen Ergebnisse. Die im Vergleich geringen Hüllrohrtemperaturen werden nur zu geringen Hüllrohrschäden führen.

Nach den Unterlagen des Herstellers versagen die Trennbleche in den intakten Kreisläufen bei Bruch eines Stranges nicht. Ein unzulässiger Einfluß des Trennblechversagens im gebrochenen Strang auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlung ist nicht zu erwarten. Die Trennbleche und Rohrböden in den Dampferzeugern werden ebenfalls gegen auftretende Störfallbelastungen ausgelegt.

2.3 Sicherheitsbehälter

Der aus vorgefertigten Segmenten zusammengeschweißte Sicherheitsbehälter wird als Volldrucksicherheitsbehälter ausgeführt. Die Bedingungen der RSK-Leitlinien sind für einen unterstellten 4F-Bruch eingehalten. Gegenüber konventionellen Druckwasserreaktor-Anlagen ist das Spannungsniveau des

Sicherheitsbehälters außerdem wegen des im Verhältnis zu seinem Durchmesser geringeren Wasserinhalts des Primärsystems unter Hinzunahme eines weiteren Sicherheitszuschlages weiter vermindert. Ein zusätzlicher Schutz des Sicherheitsbehälters ist durch den als Trümmerschutz wirkenden integralen Berstschutz gegeben.

Unabhängig von diesen Auslegungsreserven ist - mit Rücksicht auf die besonderen Standortverhältnisse - zur weiteren Reduzierung der Umgebungsbelastung nach einem Kühlmittelverluststörfall das vorhandene Sicherheitsbehälter-Sprühsystem in der Weise zu ertüchtigen, daß es folgenden Anforderungen genügt:

- a) Druckabsenkung auf Atmosphärendruck innerhalb von 2 Stunden nach Störfalleintritt;
- b) Unabhängigkeit von den Kernnotkühlsystemen.

Das Sicherheitsbehälter-Sprühsystem muß nicht im Sinne von Sicherheitssystemen redundant ausgelegt werden. Für die Sprühung sollte "kaltes" Wasser verwendet werden.

Bei dem für den Sicherheitsbehälter verwendeten Werkstoff soll die gewährleistete Mindeststreckgrenze unter 370 N/mm^2 liegen. Außerdem sollten die Zähigkeitsanforderungen nach ASME-Code, Section III, NB 2331, erfüllt werden. Die Auslegung kann nach dem AD-Regelwerk erfolgen, d.h. es wird mit 1,5-facher Sicherheit gegen Streckgrenze und mit einem Schweißnahtfaktor von $v=1,0$ gerechnet sowie die Waddickengrenze für die Wärmebehandlung der Schweißnähte ähnlich wie im AD-Merkblatt HP 0 bei 38 mm angesetzt. Die Einhaltung der darin angegebenen Grenze des Nickelgehaltes ist dabei ohne Bedeutung.

Der Sicherheitsbehälter ist außerdem einer umfassenden Qualitätskontrolle, insbesondere bei den Schweißnähten, zu unterziehen. Außerdem ist im Laufe des weiteren Genehmigungsverfahrens eine erweiterte Spannungsanalyse erforderlich, wobei die Ausschnittsbereiche hinsichtlich ihrer Ausführung zu optimieren sind.

Bei den Wiederholungsprüfungen des Sicherheitsbehälters ist nach den in den RSK-Leitlinien festgelegten Vorschriften zu verfahren. Die RSK geht davon aus, daß im Laufe des Genehmigungsverfahrens vom Hersteller rechtzeitig ein Nachweis über die Möglichkeiten einer quasi-kontinuierlichen Dichtheitsprüfung des Sicherheitsbehälters vorgelegt wird. Außerdem erwartet die RSK im Laufe des Genehmigungsverfahrens vom Hersteller eine Analyse über die Zuverlässigkeit aller Systeme, die den Abschluß und die Dichtheit des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten haben.

Bei der Analyse der Spaltproduktfreisetzung nach Störfällen geht die RSK von einer Leckrate des Sicherheitsbehälters von 0,25 Vol.-%/d aus. Weiterhin wird konservativ unterstellt, daß dieser Wert trotz des rasch abfallenden Druckes im Sicherheitsbehälter konstant ansteht. Außerdem wird die Wirkung des Leckabsaugesystems und des Sicherheitsbehälter-Sprühsystems für die Berechnung der radiologischen Belastung vernachlässigt. Unsicherheiten in der Leckratenbestimmung wird hierdurch Rechnung getragen. Unter diesen Voraussetzungen kann nach Angaben des Herstellers, die vom Gutachter bestätigt wurden, die Umgebungsbelastung selbst dann noch unter den gültigen Dosisrichtwerten gehalten werden, wenn unterstellt wird, daß sich unmittelbar nach Störfallbeginn 100% der Edelgase und 25% des gesamten Jodinventars im Sicherheitsbehälter befinden. Die Ringraumfilter sind redundant vorzu-

sehen. Mit der konservativen Annahme über die Menge der im Sicherheitsbehälter befindlichen Spaltprodukte und den zusätzlichen technischen Vorkehrungen wird den Besonderheiten des Standortes in ausreichendem Maße Rechnung getragen.

2.4 Zweites Schnellabschaltsystem

Der Hersteller hat in allgemeinen, für die von ihm konzipierten Druckwasserreaktor-Anlagen gültigen Untersuchungen gezeigt, daß bei dem Störfall "Betriebs transienten mit Versagen des Schnellabschaltsystems" zusätzlich systemtechnische Gegenmaßnahmen zur Beherrschung dieses Störfalles nicht erforderlich sind. Um jedoch für das Kernkraftwerk BASF eine durchgehende Risikoverminderung zu erreichen, hält es die RSK für erforderlich, die Zuverlässigkeit für die Beherrschung des genannten Störfalles weiter zu erhöhen.

Das vom Hersteller für die Beherrschung großer Lecks am Reaktordruckbehälter als diversitäres Abschaltssystem vorgesehene Boreinspritzsystem ist so zu ertüchtigen, daß es bei den zu berücksichtigenden Transienten in der Lage ist, den Reaktor rechtzeitig abzuschalten, bevor die erste Druckspitze im Primärkreislauf erreicht wird.

3. Zusammenfassende Beurteilung

Die für das Kernkraftwerk BASF vorgesehenen zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen und -maßnahmen, wie z.B.

- a) integraler Berstschutz für das Primärsystem,
- b) Ertüchtigung des Kernnotkühlsystems,
- c) erhöhte Auslegungsreserve beim Sicherheitsbehälter und ertüchtigtes Sicherheitsbehälter-Sprühsystem,
- d) schnelles Boreinspritzsystem als diversitäres Schnellabschaltsystem

bedeuten von ihrem Sicherheitspotential her eine weitere Reduzierung des ohnehin sehr geringen Risikos, das mit dem Betrieb von konventionellen Druckwasserreaktor-Anlagen verbunden ist. Insbesondere ist das Konzept geeignet, Nachteile des Standortes BASF-MITTE zu kompensieren. Die zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen, insbesondere der integrale Berstschutz, haben an einigen Stellen zu einer Veränderung der bisher bei Druckwasserreaktor-Anlagen üblichen Konstruktion geführt. Dies kann, wie bei jeder ersten Anlage, mit technologischen Problemen verbunden sein. Die RSK hat diesen Aspekt ausführlich behandelt und ist zu dem Ergebnis gelangt, daß durch die zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen eine möglicherweise erhöhte Störanfälligkeit auch bei einer ersten Anlage dieser Art mehr als ausgeglichen wird.

Die für das Kernkraftwerk BASF vorgesehene Anlage ist eine Druckwasserreaktor-Anlage von im Prinzip erprobter Bauart. Das Kernkraftwerk besitzt eine für heutige Verhältnisse geringe Leistungsgröße. Dementsprechend liegen für die meisten, auch bei konventionellen Druckwasserreaktor-Anlagen verwendeten Komponenten ausreichende Betriebserfahrungen vor. Neuartig ist der integrale Berstschutz und die dadurch bedingte Bauart des Primärsystems.

Über die technische Realisierbarkeit der neuen Komponenten und deren Zusammenwirken mit den erprobten Systemen hatte die RSK ins Detail gehende Nachweise gefordert. Sie ist dabei von dem in der Reaktorsicherheit üblichen und bewährten Grundsatz ausgegangen, bei Unsicherheiten konservative Annahmen zugrunde zu legen. Der Hersteller hat die geforderten Nachweise erbracht, die vom Gutachter und von der RSK überprüft und akzeptiert wurden. Darüber hinaus geht die RSK davon aus, daß die RSK-Leitlinien erfüllt werden.

Unerkannte, wesentliche konzeptspezifische Störfallursachen hält die RSK wegen des guten Kenntnisstandes über Druckwasserreaktoren und aufgrund der für die Analysen verwendeten Methoden für äußerst unwahrscheinlich. Das Zusammenwirken der neuen Anlagenteile mit dem druckführenden System wurde analysiert; eine Erhöhung der Störfallanfälligkeit ist nicht erkennbar. Nach Ansicht der RSK sind allenfalls Beeinträchtigungen der betrieblichen Verfügbarkeit der Anlage infolge u.U. erhöhten Zeitaufwandes bei Wiederholungsprüfungen oder Reparaturen zu erwarten.

Die zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen hat die RSK für das Kernkraftwerk am Standort BASF-MITTE gefordert, um das andernfalls infolge der großen Zahl der in den benachbarten Großstädten Mannheim und Ludwigshafen lebenden Menschen im Vergleich zu anderen Standorten erhöhte kollektive Risiko und das aufgrund möglicherweise vorhandener Erschwerungen bei der Durchführung von Notfallmaßnahmen erhöhte Individualrisiko mindestens auf das an anderen Standorten übliche Maß zurückzuführen. Sie sind nicht deshalb gefordert worden, weil bei den bisher gebauten Druckwasserreaktor-Anlagen Gefahrenquellen aufgezeigt worden wären, gegen die die erforderliche Vorsorge nicht getroffen wäre. In den vorgelegten Untersuchungen, die einen für eine Konzeptbeurteilung außergewöhnlichen Umfang haben und die vom Gutachter im einzelnen überprüft wurden, hat der Hersteller nach Auffassung der RSK den Nachweis geführt, daß mit dem Sicherheitskonzept für ein Kernkraftwerk mit integralem Berstschutz für das Primärsystem, verbunden mit weiteren zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen und -maßnahmen, die am Standort BASF-MITTE nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Gefahren aus Errichtung und Betrieb eines Kernkraftwerkes getroffen werden kann.

Die RSK hat deshalb gegen das Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks BASF für den Standort, der den Beratungen zugrunde gelegen hat, keine Bedenken.

Nach Verabschiedung der vorstehenden Empfehlung richtete der Bundesminister des Innern an die RSK folgende Frage:

Bezieht sich die Aussage der RSK, daß durch den integralen Berstschutz, verbunden mit weiteren zusätzlichen Sicherheitseinrichtungen und -maßnahmen, am Standort BASF-MITTE die nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden kann,

- a) lediglich auf die Realisierung eines ausreichenden Schutzes im Hinblick auf die spezifischen Sicherheitserfordernisse, die für das ursprünglich am Standort BASF-MITTE geplante Kernkraftwerk erforderlich gewesen wären,

oder ist

- b) aus der grundsätzlich positiven Stellungnahme der RSK zu dem beantragten BASF-Konzept allgemein zu folgern, daß bei allen Kernkraftwerken nur noch mit Hilfe des integralen Berstschesutzes die nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen werden kann, so daß für alle in Bau und Planung befindlichen Kernkraftwerke der integrale Berstschesutz zu fordern ist?

In ihrer 118. Sitzung am 10. November 1976 beantwortete die RSK diese Frage wie folgt:

1. Die für den Standort BASF-MITTE aufgestellten zusätzlichen Forderungen beruhen nicht auf einer veränderten Einschätzung des für bisherige Druckwasserreaktor-Anlagen verbleibenden Restrisikos. Dieses wird nach wie vor für so gering gehalten, daß es im Vergleich zu sonstigen Risiken, die entweder natürlich gegeben sind oder allgemein von der Gesellschaft akzeptiert werden, vernachlässigbar klein ist. Dies haben auch die Untersuchungen in der Rasmussen-Studie gezeigt. Bei der dort untersuchten Druckwasserreaktoranlage liegt das Risiko eines Kernschmelzunfalles um Größenordnungen unter anderen Risiken und wird in der Hauptsache durch die Nichtverfügbarkeit der Notkühlssysteme bestimmt, nicht jedoch durch das Bersten des Reaktordruckbehälters. Aufgrund der höheren Qualität der Notkühlssysteme bei deutschen Anlagen ist zu erwarten, daß die Wahrscheinlichkeit für schädliche Auswirkungen durch einen Kernschmelzunfall infolge Ausfalles der Notkühlung hier noch niedriger liegen wird. Überdies ist zu betonen, daß die Wahrscheinlichkeit für ein Reaktordruckbehälterversagen sehr gering ist. Dies ergibt sich aus den hohen Anforderungen an Auslegung, Werkstoffauswahl, Konstruktion, Fertigung und Fertigungskontrolle. Darüber hinaus ist durch die Wiederholungsprüfungen und Druckproben die Sicherheit auch im langzeitigen Betrieb gewährleistet.
2. Dennoch hat die RSK für ein Kernkraftwerk, welches am Standort BASF-MITTE errichtet werden sollte, den Berstschesutz für das Primärsystem sowie weitere Sicherheitsmaßnahmen empfohlen. Diese Forderungen wurden im Hinblick auf die - gegenüber anderen Standorten - besonderen Verhältnisse in der Umgebung des Standortes BASF-MITTE erhoben.

Dies sind insbesondere

- a) die Lage des Kernkraftwerkes inmitten des Werksgeländes, wodurch auch der unmittelbare Nahbereich als "dicht besiedelt" zu bewerten ist.

sowie

- b) die überdurchschnittlich hohe Bevölkerungsdichte im Nahbereich außerhalb des Werksgeländes.

Aufgrund dieser Tatsachen ist am Standort BASF-MITTE mit einem höheren kollektiven Risiko zu rechnen. Hinzu kommt, daß nach Ansicht der RSK an einem so dicht besiedelten Standort bei einem unterstellten Notfall die Durchführung von Notfallschutzmaßnahmen erschwert sein kann. Insbesondere ist zu erwarten, daß - falls Evakuierungsmaßnahmen erforderlich werden sollten - diese nicht mit der gleichen Schnelligkeit wie in der Umgebung bisheriger Standorte durchführbar sein werden. Deshalb müßte ohne Zusatzmaßnahmen am Standort BASF-MITTE ggf. auch mit einem höheren Individualrisiko gerechnet werden.

Bei ihren Forderungen nach zusätzlicher Sicherheit hat die RSK die Senkung beider Risiken mindestens auf das an anderen Standorten übliche Maß vor Augen gehabt. Vor allem mußte erreicht werden, daß bei Unfällen die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung weiter verringert wird und möglichst mit einer zeitlichen Verzögerung stattfindet. Insofern ist das hier beschriebene Sicherheitskonzept speziell auf die Verhältnisse eines im Nahbereich besonders dicht besiedelten Gebietes abgestimmt. Den mit der Realisierung dieses Konzeptes verbundenen Aufwand hält die RSK deshalb an diesem Standort für gerechtfertigt.

3. Wenn auch die RSK aufgrund der vorgelegten Nachweise das Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks BASF im Prinzip positiv beurteilt hat, so beinhaltet diese Aussage jedoch, daß eine erfolgreiche Lösung der Detailprobleme während des die Errichtung und Inbetriebnahme der Anlage begleitenden Genehmigungsverfahrens noch demonstriert werden muß. Erst nach der beschriebenen Demonstration und Klärung der offenen Fragen kann das neue Sicherheitskonzept als Stand der Technik betrachtet werden. Es ist jedoch noch ungeklärt, ob sich dieses für das Kernkraftwerk BASF (2.331 MWth) entwickelte Sicherheitskonzept auf die Anlagen der 1.300 MWe-Klasse (3.675 MWth) sinnvoll übertragen läßt.

Es besteht deshalb und aufgrund des allgemein erreichten hohen Sicherheitsstandes keine Veranlassung, einen integralen Berstschutz auch für Kernkraftwerke zu empfehlen, die an einem normalen Standort errichtet werden sollen. Insbesondere muß festgestellt werden, daß ein Einbau des integralen Berstschutzes, selbst wenn dies Stand der Technik wäre, bei Anlagen, für die Genehmigungsanträge z.Z. gestellt sind oder vorbereitet werden, Aufwendungen erfordern würde, die in keinem vernünftigen Verhältnis zu der erzielbaren Verminderung des ohnehin geringen Restrisikos stünden.

Anmerkung

Die BASF AG hat am 14. Dezember 1976 ihren Antrag auf Errichtung und Betrieb eines Kernkraftwerkes vom 7. Mai 1969, der am 11. Mai 1976 auf den Standort BASF-NORD umgestellt wurde, zurückgezogen.

113.Sitzung am 19.5.1976

In dieser Sitzung wurden keine Empfehlungen verabschiedet.

BAZ Nr.2 vom 5.1.1977

114.Sitzung am 22./23.6.1976

1. Kernkraftwerk Biblis B Druckhalter, Druckspeicher, Speisewasserbehälter

Auf ihrer 110.Sitzung am 18.2.1976 empfahl die RSK, der Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Biblis B bis zum Beginn des kommerziellen Probetriebs zuzustimmen. Danach fanden Beratungen der RSK und des RSK-UA REAKTORDRUCK-BEHÄLTER zu Problemen des Druckhalters, der Druckspeicher und des Speisewasserbehälters statt. Dazu stellt die RSK folgendes fest:

1. Druckhalter

Die RSK hält es für notwendig, daß das Relaxationsverhalten der überhitzten Bereiche in den Wärmeeinflußzonen von Schweißverbindungen beim Druckhalter-Stahl Altherm NiMoV sowohl im Hinblick auf Versprödung als auch auf Ribbildung entsprechend untersucht wird wie bei den Reaktordruckbehälterstählen im sog. Sofortprogramm [†]). Ein Versuchsprogramm, das die verwendeten Schmelzen in ausreichendem Maße berücksichtigt, ist mit der RSK abzustimmen, und die Ergebnisse sind ihr vorzulegen.

Für die zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen ist anhand der Ergebnisse der Spannungsanalyse festzulegen, daß an Stellen, an denen relativ hohe Spannungen ermittelt wurden, mit besonderer Sorgfalt bei der Wiederholungsprüfung vorgegangen wird, z.B. durch zusätzliche Maßnahmen der Prüfung auf Risse an der Oberfläche. Die Einzelheiten sind mit dem Gutachter festzulegen.

Bei den zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen der Kehlnahtschweißungen muß die benachbarte Grundwerkstoffzone miteinbezogen sein. Der unter der Schweißnaht liegende Grundwerkstoff ist bis zu einer Tiefe von 25 mm von der ursprünglichen Oberfläche aus mitzuerfassen.

Am Druckhalter sind vorhandene Stützkonstruktionen, die mittels Kehlnähten

[†]) vgl. Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission 1971-1974, IRS-A-9 (Dez.1975), S.I-86 f.

oder K-Stegnähten am Behälter angebracht sind, in die Wiederholungsprüfung nach dem Ultraschall- und dem Oberflächenrißprüfverfahren miteinzubeziehen.

Im übrigen sind die RSK-Leitlinien hinsichtlich der Wiederholungsprüfungen und der Basismessungen für den Reaktordruckbehälter sinngemäß zu erfüllen.

Die RSK betrachtet die dem sog. Sofortprogramm entsprechenden Untersuchungen am Stahl Altherm NiMoV nicht als Voraussetzung für die Inbetriebnahme und den Betrieb; sie geht davon aus, daß die Wiederholungsprüfungen an allen Schweißnähten und Stellen mit Spannungsspitzen mit der notwendigen Empfindlichkeit durchgeführt werden und entsprechende Fertigungsprüfungen und Basismessungen stattgefunden haben und erwartet aufgrund bisheriger Erfahrungen, daß die Ergebnisse des Versuchsprogramms in etwa mit denen des Sofortprogramms für Reaktordruckbehälter-Stähle übereinstimmen.

Die RSK wird nach Vorliegen der Ergebnisse des Versuchsprogramms abschließend dazu Stellung nehmen.

2. Druckspeicher

Die RSK geht von folgendem Sachverhalt aus, der vom Gutachter bestätigt werden muß:

Durch konstruktive Maßnahmen ist gewährleistet, daß ein angenommenes Versagen des Druckspeichers nicht zu einer Beschädigung des Primärsystems führt und die Rückschlagklappen funktionsfähig bleiben. Die Auswirkungen eines Rundabrisses sind hierbei mit zu berücksichtigen. Für den kommerziellen Leistungsbetrieb des Kernkraftwerks Biblis B ist die bestätigende Aussage des Gutachters zu der Versagensanalyse des Herstellers Voraussetzung.

Die RSK setzt ebenso voraus, daß die zerstörungsfreie Prüfung sowohl mit Ultraschall als auch mit dem Oberflächenrißprüfverfahren insgesamt die folgenden Bereiche umfaßt:

- Sämtliche Stumpf-Schweißnähte mit den benachbarten Grundwerkstoffzonen über die ganze Wanddicke;
- alle Kehlnähte, Stutzennähte, K-Nähte, Prätzenanschweißungen und sämtliche Hilfsschweißstellen jeweils einschließlich des benachbarten Grundwerkstoffs über die gesamte Dicke der Druckbehälterwand;
- Schweißverbindungen der Standzarge an den Druckspeichern mit dem benachbarten Grundwerkstoff des Behälterbodens über die gesamte Dicke.

Wegen der übergreifenden Bedeutung bittet die RSK, daß ihr gefundene Fehler mitgeteilt werden.

3. Speisewasserbehälter

Wegen der aufgetretenen Schäden am Speisewasserbehälter des Kernkraftwerks Biblis A ist die RSK der Meinung, daß der beim Kernkraftwerk Biblis B vorhandene Speisewasserbehälter nachträglich zerstörungsfrei zu prüfen ist, da bei den hier zugrunde gelegten geltenden und angewandten Vorschriften bezüglich Gestaltung, Ausführung und Prüfung es nicht im ausreichenden Maße

sichergestellt ist, daß Schäden wie beim Speisewasserbehälter Biblis A nicht auch beim Speisewasserbehälter des Kernkraftwerks Biblis B auftreten können.

4. Schlußbemerkung

Die RSK hat die vom Sicherheitsbeirat des Kernkraftwerks Biblis B am 18.6.1976 empfohlenen Maßnahmen zur Kenntnis genommen und sich dem angeschlossen.

In ihrer Empfehlung zur Inbetriebnahme wünschte die RSK, durch Berichte über Betriebserfahrungen im Kernkraftwerk Biblis B informiert zu werden. Auf ihrer 113.Sitzung legte die RSK fest, welche Informationen diese Berichte enthalten sollten. Sie sollen, beginnend mit dem Betrieb, bis zur endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerks in Zeitabständen von einem Jahr vorgelegt werden.

Unter den genannten Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen den Betrieb des Kernkraftwerks Biblis B.

2. Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN)

Auf ihrer 110. Sitzung am 18. Februar 1976 empfahl die RSK, der Inbetriebnahme von GKN bis zum Beginn des kommerziellen Probetriebs zuzustimmen. Danach fanden Beratungen der RSK und des RSK-UA REAKTORDRUCKBEHÄLTER zu Problemen des Druckhalters, der Druckspeicher und des Speisewasserbehälters statt. Dazu stellt die RSK folgendes fest:

1. Druckhalter

Die RSK hält es für notwendig, daß das Relaxationsverhalten der überhitzten Bereiche in den Wärmeeinflußzonen von Schweißverbindungen beim Druckhalter-Stahl Altherm NiMoV sowohl im Hinblick auf Versprödung als auch auf Ribbildung entsprechend untersucht wird wie bei den Reaktordruckbehälterstählen im sog. Sofortprogramm +). Ein Versuchsprogramm, das die verwendeten Schmelzen in ausreichendem Maße berücksichtigt, ist mit der RSK abzustimmen, und die Ergebnisse sind ihr vorzulegen.

Für die zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen ist anhand der Ergebnisse der Spannungsanalyse festzulegen, daß an Stellen, an denen relativ hohe Spannungen ermittelt wurden, mit besonderer Sorgfalt bei der Wiederholungsprüfung vorgegangen wird, z.B. durch zusätzliche Maßnahmen der Prüfung auf Risse an der Oberfläche. Die Einzelheiten sind mit dem Gutachter festzulegen.

+) vgl. Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission 1971-1974, IRS-A-9 (Dez.1975), S.I-86 f.

Bei den zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen der Kehlnahtschweißungen muß die benachbarte Grundwerkstoffzone miteinbezogen sein. Der unter der Schweißnaht liegende Grundwerkstoff ist bis zu einer Tiefe von 25 mm von der ursprünglichen Oberfläche aus mitzuerfassen.

Am Druckhalter sind vorhandene Stützkonstruktionen, die mittels Kehlnähten oder K-Stegnähten am Behälter angebracht sind, in die Wiederholungsprüfung miteinzubeziehen.

Die RSK geht davon aus, daß die zur Fertigungsprüfung oder zur Basismessung für die Wiederholungsprüfung gehörenden erforderlichen Prüfungen vor Beginn der 100-%-Lastphase (kommerzieller Probebetrieb) am Druckhalter stattgefunden haben. Sie weist insbesondere auf die Kehl- und K-Nähte hin, mit denen Stützkonstruktionen an der Behälterwand angeschweißt sind, und die mittels Ultraschall und Oberflächenrißprüfverfahren zu prüfen sind.

Im übrigen sind die RSK-Leitlinien hinsichtlich der Wiederholungsprüfungen und der Basismessungen für den Reaktordruckbehälter sinngemäß zu erfüllen.

Die RSK betrachtet die dem sog. Sofortprogramm entsprechenden Untersuchungen am Stahl Altherm NiMoV nicht als Voraussetzung für die Inbetriebnahme und den Betrieb; sie geht davon aus, daß die Wiederholungsprüfungen an allen Schweißnähten und Stellen mit Spannungsspitzen mit der notwendigen Empfindlichkeit durchgeführt werden und entsprechende Fertigungsprüfungen und Basismessungen stattgefunden haben und erwartet, daß die Ergebnisse des Versuchsprogramms für Reaktordruckbehälter-Stähle übereinstimmen.

Die RSK wird nach Vorliegen der Ergebnisse des Versuchsprogramms abschließend dazu Stellung nehmen.

2. Druckspeicher

Die RSK geht von folgendem Sachverhalt aus, der vom Gutachter bestätigt werden muß:

Durch konstruktive Maßnahmen ist gewährleistet, daß ein angenommenes Versagen des Druckspeichers nicht zu einer Beschädigung des Primärsystems führt und die Rückschlagklappen funktionsfähig bleiben. Die Auswirkungen eines Rundabrisses sind hierbei mit zu berücksichtigen. Für den kommerziellen Leistungsbetrieb von GKN ist die bestätigende Aussage des Gutachters zu der Versagensanalyse des Herstellers Voraussetzung.

Die RSK setzt ebenso voraus, daß die zerstörungsfreie Prüfung sowohl mit Ultraschall als auch mit dem Oberflächenrißprüfverfahren insgesamt die folgenden Bereiche umfaßt:

- Sämtliche Stumpf-Schweißnähte mit den benachbarten Grundwerkstoffzonen über die ganze Wanddicke;
- alle Kehlnähte, Stutzennähte, K-Nähte, Pratzenschweißungen und sämtliche Hilfsschweißstellen jeweils einschließlich des benachbarten Grundwerkstoffs über die gesamte Dicke der Druckbehälterwand;
- Schweißverbindungen der Standzarge an den Druckspeichern mit dem benachbarten Grundwerkstoff des Behälterbodens über die gesamte Dicke.

Wegen der übergreifenden Bedeutung bittet die RSK, daß ihr gefundene Fehler mitgeteilt werden.

3. Speisewasserbehälter

Die RSK hält es nicht für erforderlich, den Speisewasserbehälter von GKN zu überprüfen, da der Gutachter bereits eine nachträgliche zerstörungsfreie Prüfung durchgeführt hat. Gefundene rißbehaftete Stutzen sind durch neue ersetzt worden.

4. Schlußbemerkung

In ihrer Empfehlung zur Inbetriebnahme wünschte die RSK, durch Berichte über Betriebserfahrungen in GKN informiert zu werden. Auf ihrer 113. Sitzung legte die RSK fest, welche Informationen diese Berichte enthalten sollten. Sie sollen, beginnend mit dem Betrieb, bis zur endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerks in Zeitabständen von einem Jahr vorgelegt werden.

Unter den genannten Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen den Betrieb von GKN.

3. Kernkraftwerk Unterweser (KKU) Nukleare Inbetriebnahme und Betrieb

Die Nordwestdeutsche Kraftwerke AG (NWK) hat im Jahre 1971 gemäß § 7 des Atomgesetzes beim Niedersächsischen Sozialminister und beim Niedersächsischen Minister für Wirtschaft und öffentliche Arbeit einen Antrag zur Errichtung und zum Betrieb eines Kernkraftwerkes am westlichen Weserufer in der Gemarkung Rodenkirchen, Gemeinde Esenshamm, gestellt. Die Reaktoranlage wurde im Auftrag der NWK von der Kraftwerk Union AG (KWU) geplant und gebaut. Das Kraftwerk ist mit einem leichtwassergekühlten und leichtwassermoderierten Druckwasserreaktor mit einer thermischen Leistung von 3733 MW ausgestattet. Die elektrische Nettoleistung des Kraftwerks beträgt 1230 MW.

Die RSK hat auf ihrer 69. Sitzung dem zuständigen Bundesminister empfohlen, der 1. Teilerrichtungsgenehmigung zuzustimmen. Auf dieser Sitzung hat sie Empfehlungen zu den Problemkreisen Wiederholungsprüfungen am Reaktordruckbehälter, Unabhängigkeit und räumliche Trennung redundanter sicherheitstechnischer Einrichtungen und Schäden durch äußere Explosionen ausgesprochen.

Über sicherheitstechnische Einzelfragen wurde in RSK-Unterausschüssen beraten. Dabei hat die RSK überprüft, ob die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist. Im einzelnen stellt sie dazu folgendes fest:

1. Zivilisationsbedingte Einwirkungen
(Flugzeugabsturz, chemische Explosionen)

Die hierfür aufgestellten Leitlinien werden weitgehend erfüllt, mit Ausnahme folgender Punkte:

1.1 Flugzeugabsturz

Der Absturz eines Flugzeugs auf das Reaktorgebäude ist aufgrund der damals gültigen Auslegungsforderungen durch eine statische Ersatzlast von 1700 Mp mit einem dynamischen Stoßfaktor von 1,1, einer Aufprallfläche von 2,14 m² und einem Einfallwinkel normal auf die Tangentialebene bei der Auslegung berücksichtigt worden.

Die Wahrscheinlichkeit für den Flugzeugabsturz auf ein einzelnes Kernkraftwerk ist so gering, daß die vorgesehenen Schutzmaßnahmen für ausreichend gehalten werden. Dabei geht die RSK davon aus, daß im Bereich des Kernkraftwerks Unterweser keine gegenüber den anderen Standorten in der Bundesrepublik Deutschland wesentlich höhere Flugverkehrsdichte herrscht.

1.2 Durch zivilisationsbedingte Einwirkungen induzierte Erschütterungen

Innerhalb eines Jahres sind der RSK Untersuchungen darüber vorzulegen, inwieweit die durch Einwirkungen von außen induzierten Erschütterungen durch die realisierte Auslegung der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile abgedeckt sind.

2. Druckführende Umschließung

Die RSK hat sich vom Systemhersteller und vom Gutachter über die Erfüllung des die Druckführende Umschließung betreffenden Teils ihrer Leitlinien und die bei der Fertigung aufgetretenen Mängel berichten lassen. Die hierbei ermittelten geringfügigen Abweichungen von den Leitlinien sind teils dadurch bedingt, daß die Fertigung der betreffenden Komponenten vor Herausgabe der Leitlinien in ihrer jetzigen Fassung bereits beendet war, und teils dadurch, daß die Entwicklung der Einrichtungen für die wiederkehrenden Prüfungen noch nicht völlig abgeschlossen ist. Die RSK ist der Auffassung, daß die wiederkehrenden Prüfungen in absehbarer Zeit weiterhin vervollkommen werden können, und erwartet daher hierfür eine weitere Steigerung des Erfüllungsgrades ihrer Leitlinien. Die Berichterstattung über die Basismessung am Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerkes Unterweser läßt Verbesserungen gegenüber den entsprechenden Basismessungen bei GKN und beim Kernkraftwerk Biblis B erkennen. Die RSK hält die verbleibenden Abweichungen von den Leitlinien für vertretbar und erhebt hinsichtlich der Druckführenden Umschließung keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb. Sie geht hierbei davon aus, daß ihre nachfolgend angeführten Empfehlungen beachtet werden:

2.1 Wiederkehrende Prüfungen am Reaktordruckbehälter

- a) Nach Aussagen des Gutachters und des Herstellers ist bei der Basismessung eine Ultraschallprüfung der Schweißnähte am unteren Boden über die gesamte Nahtdicke vorgenommen worden. Weiter sind bisher bestehen-

de Prüflücken an der Kalottenrundnaht, den Meridiannähten im Kugelzonnenring, der Rundnaht zwischen Boden und zylindrischem Teil und an Grundwerkstoffzonen unter den Anschweißstellen durch versuchsweise Messungen erfaßt worden. Die genannten Stellen sind in den Umfang der regelmäßigen Wiederholungsprüfungen einzubeziehen.

- b) Am Flanschring ist die Möglichkeit zur Prüfung von der Innenseite aus auf die gesamte Prüfzone an der Innenoberfläche auszudehnen. Es ist anzustreben, den gesamten Volumenbereich der Flanschringschweißnähte bei der Prüfung zu erfassen. An den Schweißverbindungen mit den Kühlmittelstützen und den Tragpratzen ist eine Prüfung auf Oberflächenrisse von außen her zu ermöglichen. Die Zugänglichkeit ist hier sicherzustellen.
- c) An Stellen, an denen die Zugänglichkeit für Personen gegeben ist, und deshalb bei der Basismessung nur eine Prüfung von Hand durchgeführt wurde, ist auf die Dauer auch eine mechanisierte Prüfeinrichtung vorzusehen.
- d) An der Deckelflanschrundnaht ist das gesamte Volumen zu prüfen, insbesondere sind die oberflächennahen Bereiche zu erfassen.
- e) Der bei der Anwendung des kombinierten Prüfkopfsatzes vorgesehene Schußfolgeabstand auf der Prüfbahn von 4 mm sollte ohne Minderung der Impulszahl verringert werden; anzustreben ist ein Abstand von 1 mm. Der RSK ist über die statistische Verteilung der räumlichen Ausdehnung von Transferschwankungen und über die Auffindbarkeit von natürlichen Fehlern mit Hilfe der angewendeten Prüftechniken zu berichten. Die Verteilung der räumlichen Ausdehnung sollte in ähnlicher Weise dargestellt werden wie die Schwankungen. Bei der Untersuchung der Erkennbarkeit natürlicher Fehler können für eine erste Betrachtung Vergleichskörper mit künstlichen Fehlern herangezogen werden, die natürlichen nachgebildet sind.
- f) Die erste wiederkehrende Prüfung sollte unter Beachtung der vorgenannten Empfehlungen innerhalb von etwa vier Jahren Betriebszeit stattfinden. Die weiteren Prüffristen sind mit der RSK anhand der vorliegenden Prüferfahrungen abzustimmen.

2.2 Prüfung des Bestrahlungseinflusses

Die RSK geht davon aus, daß in dem Prüfprogramm für die Einhängeproben, das z.Z. vom Hersteller erarbeitet wird, besonders folgende Punkte berücksichtigt werden:

- a) Vergleichbarkeit der eingehängten Schweißproben mit den Nähten im Reaktordruckbehälter hinsichtlich des Lageraufbaus und der Verteilung der Grobkornbereiche in der Wärmeeinflußzone;
- b) Möglichkeiten der Untersuchung des Bestrahlungsverhaltens der Wärmeeinflußzone mit schweißsimulierten Grundwerkstoffproben;
- c) Bestimmung der NDT-Temperatur an unbestrahlten und bestrahlten Proben aus Grundwerkstoff, Schweißgut, Wärmeeinflußzone mit vergleichbarem Gefügebau und schweißsimuliertem Grundwerkstoff mit Angaben darüber, inwieweit hierzu Fallgewichtsversuche verwendet werden können;

- d) Möglichkeiten einer Untersuchung des Umgebungseinflusses an Proben, die an Stellen ohne oder mit nur geringfügiger Strahlung angebracht werden;
- e) Aufstellung über das verbleibende Restmaterial;
- f) Verfahren zur Bestimmung der Dosis mit einer hinreichenden Genauigkeit.

2.3 Prüfungen an den übrigen Komponenten der Druckführenden Umschließung

Der Umfang der wiederkehrenden Prüfungen an den Dampferzeugern, den Druckhaltern, den Primärkühlmittelpumpen, einschließlich ihrer Schwungräder, und Hauptkühlmittelleitungen, ist unter Berücksichtigung der jeweils unterschiedlichen Bedingungen entsprechend wie beim Reaktordruckbehälter einzurichten. Die Sekundärmäntel und Rohrbündel der Dampferzeuger und die Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis zur ersten Absperrarmatur sind in dieses Programm der mit zerstörungsfreien Verfahren durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen einzubeziehen.

Die Ergebnisse der während der Fertigung durchgeführten Prüfungen können nur dann als Nullatlas der Basisprüfung herangezogen werden, wenn diese Prüfungen jeweils im endgültigen Fertigungsstand stattgefunden haben und die angewendeten Prüfverfahren in hinreichendem Ausmaß einen Vergleich mit denen der wiederkehrenden Prüfung gestatten. Außerdem muß die Ortung der bei der Fertigung gefundenen und belassenen Fehlerstellen eindeutig möglich sein.

Wegen der erwartungsgemäß hohen Strahlendosen ist weitgehend eine Mechanisierung der Prüfvorgänge notwendig. Eine Abschätzung der zu erwartenden Dosen ist vorzulegen. In regelmäßigen Abständen ist der RSK über den Stand der Entwicklung der mechanisierten Prüfung zu berichten.

2.4 Leckstellenüberwachung

Das System der Leckstellenüberwachung ist so zu verbessern, daß Undichtigkeiten an besonders wichtigen Stellen durch örtlich wirkende Anzeigevorrichtungen während des Betriebes schneller und zuverlässiger erkannt werden können, als dies mit den z.Z. üblichen Verfahren geschieht. Der RSK ist nach zwei Jahren über den Entwicklungsstand zu berichten.

3. Auslegung und Qualität von Druckhalter, Druckspeichern und Speisewasserbehälter

3.1 Druckhalter

Die RSK hält es für notwendig, daß das Relaxationsverhalten der überhitzten Bereiche in den Wärmeeinflußzonen von Schweißverbindungen beim Druckhalter-Stahl Altherm NiMoV sowohl im Hinblick auf Versprödung als auch auf Ribbildung entsprechend untersucht wird wie bei den Reaktordruckbehälterstählen im sog. Sofortprogramm. Ein Versuchsprogramm, das die verwendeten Schmelzen in ausreichendem Maße berücksichtigt, ist mit der RSK abzustimmen, und die Ergebnisse sind ihr vorzulegen.

Für die zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen ist anhand der Ergebnisse

der Spannungsanalyse festzulegen, daß an Stellen, an denen relativ hohe Spannungen ermittelt wurden, mit besonderer Sorgfalt bei der Wiederholungsprüfung vorgegangen wird, z.B. durch zusätzliche Maßnahmen der Prüfung auf Risse an der Oberfläche.

Bei den zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen der Kehlnahtschweißungen muß die benachbarte Grundwerkstoffzone miteinbezogen sein. Der unter der Schweißnaht liegende Grundwerkstoff ist bis zu einer Tiefe von 25 mm von der ursprünglichen Oberfläche aus mitzuerfassen.

Am Druckhalter sind vorhandene Stützkonstruktionen, die mittels Kehlnähten oder K-Stegnähten am Behälter angebracht sind, in die Wiederholungsprüfung nach dem Ultraschall- und dem Oberflächenrißprüfverfahren miteinzubeziehen.

Die RSK geht davon aus, daß die zur Fertigungsprüfung oder zur Basismessung für die Wiederholungsprüfung gehörenden erforderlichen Prüfungen am Druckhalter stattgefunden haben. Sie weist insbesondere auf die Kehl- und K-Nähte hin, mit denen Stützkonstruktionen an der Behälterwand angeschweißt sind und die mittels Ultraschall- und Oberflächenrißprüfverfahren zu prüfen sind.

Im übrigen sind die RSK-Leitlinien hinsichtlich der Wiederholungsprüfungen und der Basismessungen für den Reaktordruckbehälter sinngemäß zu erfüllen.

Die RSK betrachtet die dem Sofortprogramm entsprechenden Untersuchungen am Stahl Altherm NiMoV nicht als Voraussetzung für die Inbetriebnahme und den Betrieb; sie geht davon aus, daß die Wiederholungsprüfungen an allen Schweißnähten und Stellen mit Spannungsspitzen mit der notwendigen Empfindlichkeit durchgeführt werden und entsprechende Fertigungsprüfungen und Basismessungen stattgefunden haben und erwartet, daß die Ergebnisse des Versuchsprogramms in etwa mit denen des Sofortprogramms für Reaktordruckbehälter übereinstimmen.

Die RSK wird nach Vorliegen der Ergebnisse des Versuchsprogramms abschließend dazu Stellung nehmen.

3.2 Druckspeicher

Die RSK geht von folgendem Sachverhalt aus, der vom Gutachter bestätigt werden muß:

Durch konstruktive Maßnahmen ist gewährleistet, daß ein angenommenes Versagen des Druckspeichers nicht zu einer Beschädigung des Primärsystems führt und die Rückschlagklappen funktionsfähig bleiben. Die Auswirkungen eines Rundabrisses sind hierbei mit zu berücksichtigen. Für den kommerziellen Leistungsbetrieb des Kernkraftwerks Unterweser ist die bestätigende Aussage des Gutachters zu der Versagensanalyse des Herstellers Voraussetzung. Die RSK setzt ebenso voraus, daß die zerstörungsfreie Prüfung sowohl mit Ultraschall als auch mit dem Oberflächenrißprüfverfahren insgesamt die folgenden Bereiche umfaßt:

- Sämtliche Stumpf-Schweißnähte mit den benachbarten Grundwerkstoffzonen über die ganze Wanddicke;
- alle Kehlnähte, Stutznähte, K-Nähte, Prätzenanschweißungen und sämtliche Hilfsschweißstellen, jeweils einschließlich des benachbarten

Grundwerkstoffs, über die gesamte Dicke der Druckbehälterwand;

- Schweißverbindungen der Standzarge an den Druckspeichern mit dem benachbarten Grundwerkstoff des Behälterbodens über die gesamte Dicke.

Wegen der übergreifenden Bedeutung bittet die RSK, daß ihr gefundene Fehler mitgeteilt werden.

3.3 Speisewasserbehälter

Wegen der am Speisewasserbehälter des Kernkraftwerks Biblis A aufgetretenen Schäden ist die RSK der Meinung, daß der beim Kernkraftwerk Unterweser vorhandene Speisewasserbehälter nachträglich zerstörungsfrei zu prüfen ist. Wegen der hier zugrunde gelegten geltenden und angewandten Vorschriften bezüglich Gestaltung, Ausführung und Prüfung können auch bei diesem Speisewasserbehälter Schäden, wie sie beim Speisewasserbehälter des Kernkraftwerks Biblis A aufgetreten sind, nicht in ausreichendem Maße ausgeschlossen werden.

4. Frischdampfleitungsbruch

Nach Ansicht der RSK kann ein gleichzeitiges Versagen eines oder mehrerer Dampferzeugerrohre beim Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch zumindest nach längerem Betrieb nicht ausgeschlossen werden. Jedoch lassen die inzwischen vorgenommenen Untersuchungen erkennen, daß durch Wiederholungsprüfungen an den Dampferzeugerrohren deren Integrität mit ausreichender Zuverlässigkeit gewährleistet werden kann.

Der Hersteller hat zur Beherrschung dieses Störfalls den Einbau einer kombinierten Sicherheits-Schnellschlußarmatur in die Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters vorgesehen. Die RSK wird nach abschließender Beratung der z.Z. durchgeführten Untersuchungen erneut zum Frischdampfleitungsbruch Stellung nehmen.

5. Abfahren der Anlage über die Sicherheitsventile des Sekundärkreises

Die durch Ansprechen der Sicherheitsventile im Sekundärkreis verursachten Abgaben radioaktiver Stoffe sind auf die genehmigten betrieblichen Abgaben anzurechnen, so daß die derzeit gültigen Dosisrichtwerte nicht überschritten werden. Der Aktivitätsgehalt des Sekundärkreises ist so zu begrenzen, daß diese Forderung erfüllt werden kann.

6. Pumpenschwungrad

Bei einem Bruch der Hauptkühlmitteleitung kann es zum Hochlaufen der Pumpe kommen. Die Drehzahlen können dabei die Betriebsdrehzahlen um ein Mehrfaches übersteigen, was zu einer Zerstörung des Pumpenschwungrades führen kann. Zur Verhinderung dieses Folgeschadens ist der Schwungradsitz konisch so ausgebildet, daß sich bei einer definierten Überdrehzahl das Schwungrad von der Welle löst und in einer vorgesehenen Auffangvorrichtung ausläuft.

Die RSK sieht die vorgesehene Konstruktion zur Begrenzung der Drehzahl der Pumpenschwungräder grundsätzlich als geeignet an. Zum Nachweis der Wirk-

samkeit der Drehzahlbegrenzung wurden Versuche an einem Modell im Maßstab 1:1 durchgeführt. Eine Dokumentation der Versuchsergebnisse ist der RSK vorzulegen.

7. Notkühlung

Die RSK hat die Ergebnisse der Notkühluntersuchungen eingehend beraten und ist der Ansicht, daß die Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist. Die Analysen über die Wirksamkeit der Kernnotkühlung und über die Zuverlässigkeit der Kernnotkühleinrichtungen haben gezeigt, daß die Brennstabtemperaturen bei Störfällen unter den von der RSK geforderten Grenzwerten liegen und ein die Kühlung behinderndes Brennstabversagen nicht zu erwarten ist.

Aufgrund dieser Untersuchungen hält die RSK auch ein Leck im Reaktordruckbehälterboden bis zu 30 cm² Querschnitt für beherrschbar. Wegen der nahezu vollständigen Prüfbarkeit des Reaktordruckbehälters unterhalb des Kerns, die weitgehend durch die Basismessung belegt werden konnte, hält die RSK es für vertretbar, wenn die Größe des Lecks für die Auslegung der Notkühlung gegenüber der in den Leitlinien angegebenen herabgesetzt wird. Für unterstellte größere Lecks erwartet die RSK vom Hersteller innerhalb von sechs Monaten einen Lösungsvorschlag.

Vor der ersten Kritikalität des Kernkraftwerks sind vom Hersteller Vorkehrungen zu treffen, die den nachträglichen Einbau von Meßsonden zur eindeutigen Detektierung eines Lecks im Reaktordruckbehälter gestatten.

Die RSK geht davon aus, daß die durch den Gutachter durchzuführende Nachprüfung der Kräfte auf die Steuerstabführungsrohre keine Beeinträchtigung der Abschaltbarkeit des Reaktors ergibt.

8. Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß aufgrund der bisher durchgeführten Untersuchungen über die Beherrschung von Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung diese Störfälle mit Maßnahmen, wie sie im Rahmen des Sicherheitskonzepts für das Kernkraftwerk Unterweser möglich sind, beherrscht werden können. Nach Abschluß der Untersuchungen wird die RSK endgültig Stellung nehmen.

9. Sicherheitsbehälter

9.1 Sicherheit in der Auslegung

Die Überprüfung des Gutachters ergab, daß der Sicherheitsbehälter den Belastungen des Auslegungsstörfalles mit ausreichender Reserve standhält.

9.2 Wasserstoffkonzentration

Unter Zugrundelegung der von der RSK in ihren Leitlinien geforderten Berechnungsgrundlagen erreicht die mittlere Wasserstoffkonzentration nach frühestens 100 Tagen die Zündgrenze (4%). Das Problem lokal erhöhter Was-

serstoffkonzentration wird derzeit von der RSK allgemein für Druckwasserreaktoren diskutiert. Die RSK behält sich vor, zu dieser Frage zu einem späteren Zeitpunkt Stellung zu nehmen. Zur Vermeidung lokal begrenzter zündfähiger Gemische im Sicherheitsbehälter wird vom Hersteller eine dosierte Abgabe über Filter vorgesehen. Die RSK stimmt diesem Vorgehen zu.

9.3 Dichtheitsprüfung

Es ist Vorsorge zu treffen, daß bei Bedarf eine Leckratenwiederholungsprüfung mit halbem Auslegungdruck möglich ist.

10. Umgebungsbelastung während des Betriebs

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die zur Rückhaltung von Spaltprodukten notwendigen Systeme so ausgelegt sind, daß die derzeitigen Dosisrichtwerte eingehalten werden können.

11. Betriebspersonal

Für mindestens ein halbes Jahr nach Übernahme des Kernkraftwerkes durch den Betreiber sollte wenigstens ein mit der Anlage vertrauter Ingenieur des Betreibers bzw. des Herstellers ständig in der Anlage anwesend sein.

12. Schlußbemerkung

Weitere geringfügige Abweichungen von den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (Stand 24.4.1974) sind - nach Überprüfung durch den Gutachter - nach Meinung der RSK tolerierbar.

Nach Ablauf der Inbetriebnahmephase und des kommerziellen Probetriebs wünscht die RSK über die bei der Inbetriebsetzung gemachten Erfahrungen unterrichtet zu werden. Zu ihrer Information wünscht die RSK Berichte über den Reaktorbetrieb. Diese Berichte sollen bis zur endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerkes in Zeiträumen von einem Jahr vorgelegt werden.

Unter den genannten Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes Unterweser.

4. Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300) Einbeziehung des Tauchkühlsystems in das Konzept der Nachwärmeabfuhr

Die RSK hat in ihrer 94.Sitzung am 22.5.1974 im Zusammenhang mit einer Empfehlung zur Errichtung verschiedener Gebäude u.a. die Eignung des Tauchkühlsystems für die Kernnotkühlung des SNR-300 bestätigt +). Die Verwen-

+) vgl. Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission 1971-1974, IRS-A-9 (Dez.1975), S.I-100 f.

dung des Tauchkühlsystems wurde damals jedoch zunächst nur im Zusammenhang mit denjenigen Fällen beraten, bei denen unterstellt wird, daß die Hauptkühlketten infolge von Einwirkungen von außen nicht mehr verfügbar sind bzw. der Natriumspiegel im Tank bis unterhalb der Saugstutzen abgesunken ist.

Die im Juni 1974 vom Bundesminister des Innern herausgegebenen Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke schreiben für die Notkühlung des Reaktorkerns nach Kühlmittelverluststörfällen ein zuverlässiges, redundantes Notkühlsystem vor, welches seine Aufgabe u.a. auch dann erfüllen muß, wenn Prüfungen oder Reparaturen durchgeführt werden und gleichzeitig ein Einzelfehler im System vorhanden ist (Kriterium 4.3).

Wenn durch eine ursächliche Störung in einer der drei Hauptkühlketten ein Notkühlfall ausgelöst wird, kann dieses Kriterium bei dem als Drei-Loop-Anlage ausgeführten Kernkraftwerk Kalkar nur erfüllt werden, wenn das Tauchkühlsystem als zusätzliche Redundanz eingesetzt werden darf. Es trägt damit zur Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr wesentlich bei.

Das für die Ermittlung der Auslegungsbedingungen des Tauchkühlsystems verwendete Rechenprogramm NØTUNG diente der Berechnung der Temperaturverteilung und der Massedurchsätze im Reaktortank unter den Bedingungen des ungestörten Naturumlaufes. Solche Bedingungen liegen z.B. vor, wenn durch Einwirkungen von außen die Sekundär- und Tertiärkreise der Hauptkühlketten ausfallen. Wird jedoch zur Erfüllung des BMI-Kriteriums 4.3 das Tauchkühlsystem in das Nachwärmeabfuhrkonzept einbezogen, so muß nachgewiesen werden, daß es Wärme auch unter der Bedingung des Zwangsumlaufes, der in den verschiedenen denkbaren Fällen vorliegen wird, abzuführen vermag. Für diesen Nachweis hat der Hersteller das Rechenprogramm NØTUNG erweitert, dessen Gültigkeit vom Gutachter bestätigt wurde.

In Anbetracht des erreichbaren Sicherheitsgewinns durch

- Erhöhung der Redundanz,
- Erhöhung der Zuverlässigkeit und
- Absenkung des Temperaturniveaus

hat die RSK vom Grundsatz her keine Einwände gegen die Einbeziehung des Tauchkühlsystems in das Nachwärmeabfuhrkonzept für den SNR-300. Sie empfiehlt dem BMI, insoweit dieser Maßnahme zuzustimmen. Die RSK behält sich jedoch vor, über die für die Nachwärmeabfuhr erforderlichen Systeme erneut zu beraten und eine Empfehlung abzugeben, wenn die Zuverlässigkeitsanalyse über die Nachwärmeabfuhrsysteme sowie die vom Gutachter geprüften Rechnungen mit dem Programm NØTUNG vorliegen.

5. Kernkraftwerk Krümmel

Konzept des Schnellabschaltsystems mit Einzeltanks

Gegen den unbefristeten Einsatz des Schnellabschaltsystems in Siedewasserreaktoren mit Sammel tanks hat die RSK Bedenken erhoben im Hinblick auf die Gefährdung des Gebäudes im Falle eines spontanen Versagens der Behälter. Als Ersatzlösung hat der Hersteller ein Einzeltankkonzept vorgelegt.

Dieses Konzept ist nicht als neuartig anzusehen, da es in der Bundesrepublik Deutschland und den USA in ähnlicher Art schon eingesetzt ist. Einzelheiten des Systems wird der Gutachter in seinem Errichtungsgutachten behandeln. Zu den konzeptentscheidenden Punkten nimmt die RSK wie folgt Stellung:

1. Werkstoff

Die Einzelbehälter werden aus einem vergüteten Feinkornbaustahl, d.h. aus einem niedrigfesten vergüteten Feinkornbaustahl durch Kumpeln ohne Schweißungen gefertigt. Dimensionierung und Spannungsabsicherung erfolgt nach dem ASME-Code, Sect. III, Class 1.

Die vom Hersteller für die Behälter vorgesehene Dimensionierung und Werkstoffwahl ermöglichen ein hohes Maß an Sicherheit.

Es ist eine Spannungsanalyse erstellt, die dem Gutachter zur Vorprüfung vorliegt.

Als Werkstoff ist für die Behälter ein unlegierter Stahl vom Typ 52 vorgesehen, jedoch mit abgesenktem Gehalt an Verunreinigungen und einer Vergütung, wodurch Zähigkeiten erreicht werden, die den Anforderungen von ASME-Code, Section III, NB 2331, genügen. Die Zugfestigkeit ist mit 500 N/mm^2 , die gewährleistete Mindest-Streckgrenze mit 360 N/mm^2 angegeben.

Die Membran-Spannung in den Behältern liegt unter 110 N/mm^2 . Durchgeführte Versuche haben gezeigt, daß bei Spannungen um 100 N/mm^2 Rißstoppbedingungen gegeben sind - absoluter Rißstopp in Sonderfällen bei 80 N/mm^2 . Da der verwendete Werkstoff als zäh angesehen werden kann und auch die Nennspannungen gering sind, hält die RSK ein sprödes Versagen der Behälter im zylindrischen Teil und ein Abreißen des Gewindes für hinreichend unwahrscheinlich.

Wenn man trotzdem das Spröbruchversagen eines Behälters unterstellte - etwa aufgrund sehr grober unentdeckt gebliebener Herstellungsmängel -, ist die Wahrscheinlichkeit extrem klein, daß Nachbarbehälter durch die Splitterwirkung ebenfalls spröde versagen und diese dann weitere Behälter zum Bersten bringen. Hierzu müßte man nämlich unentdeckt gebliebene grobe Herstellungsmängel, insbesondere eine Werkstoffversprödung, in allen betroffenen Behältern unterstellen, was nahezu undenkbar ist. Nach Meinung der RSK kommt es bei ausreichend zähen Behältern durch die Splitterwirkung höchstens zu einer Penetration, aber nicht zum Bersten der Behälter.

2. Leittechnik

Durch die Umstellung auf das Einzeltanksystem ist die Leittechnik für das Schnellabschaltssystem umfangreicher geworden. Wegen der großen Anzahl von gleichen Komponenten müssen besondere Vorsorgemaßnahmen gegen systematische Fehler beachtet werden. Dies geschieht bei den Entlastungsventilen dadurch, daß für die Gruppentlastung andere Ventile als für die Einzelentlastung eingesetzt werden.

Vom Hersteller wurde bestätigt, daß die diesbezüglichen und die weiteren Anforderungen in den RSK-Leitlinien und der KTA-Regel Nr. 3501 (in der Entwurfsfassung 5/76) bei der Realisierung des vorliegenden Konzepts voll

erfüllt werden.

Die RSK geht davon aus, daß die Erfüllung dieser Anforderungen vom Gutachter geprüft und bestätigt wird.

3. Systemtechnik

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die für die Konzeptbeurteilung relevanten Fragen bezüglich

- Wirksamkeit der Schnellabschaltung in Abhängigkeit vom N₂-Druck;
- Klemmen eines Kolbens beim Scram und beim Wiederauffüllen;
- Überwachung der Betriebsbereitschaft des Systems;
- Erkennung von Leckagen von der Wasserseite zur Gasseite über den Kolben des Wasser-Tanks;
- Verriegelung von Handarmaturen, deren Offenstellung für die Funktion des Systems unumgänglich ist;
- Funktion der Vorsteuermagnetventile;

in den vom Hersteller vorgelegten Unterlagen und mit den Aussagen des Gutachters befriedigend beantwortet sind.

4. Zuverlässigkeit

Der Hersteller legte eine Zuverlässigkeitsuntersuchung vor, die den maschinentechnischen Teil und die wesentlichen Teile der Ansteuerung des Systems berücksichtigt. Zur Abgrenzung des Systems gegenüber dem Reaktorschutz wurde vorausgesetzt, daß ein Scram-Signal bereits an den Takt-Überwachungseinheiten des Schutzsystems ansteht.

Als Ergebnisse der Untersuchung werden Wahrscheinlichkeiten für Ausfallkonfigurationen mit folgenden Vorbedingungen angegeben:

1. Alle Stäbe werden von den Überwachungssystemen als einsatzbereit erkannt;
2. Eine Tankgruppe und ein Einzelstab werden als ausgefallen erkannt; jedoch wird nicht davon ausgegangen, daß die Vorbedingungen über längere Zeiten des Anlagenbetriebs vorliegen.

Die RSK stellt fest, daß die nachgewiesene Zuverlässigkeit des mit allen Stäben einsatzbereiten Schnellabschaltsystems mit Einzeltanks ausreichend und vergleichbar mit der des Sammel tanksystems ist. Die Zuverlässigkeitsangaben unter der Voraussetzung, daß eine Tankgruppe und ein Einzelstab als ausgefallen erkannt sind, betreffen die Frage, ob der Reaktorbetrieb in diesem Fall während eines nicht zu langen Zeitraumes fortgesetzt werden darf. Eine Antwort hierauf kann erst nach Vorlage weiterer Zuverlässigkeitsanalysen für den kalten Reaktorkern und bei Anfahrstörfällen gegeben werden, ist jedoch nach Ansicht der RSK nicht von konzeptentscheidender Bedeutung.

Hinsichtlich der Meßwerterfassung ist die RSK der Meinung, daß eine ausreichende Zuverlässigkeit, entsprechend einer Ausfallrate von höchstens $10^{-6}/h$ für jeden Meßumformer der Druckmessung (N_2 und H_2O) gefordert werden muß und erreicht werden kann. Sie geht davon aus, daß auch für die übrigen wichtigen Schnellabschaltsystem-Komponenten des Reaktorschuttsystems, soweit sie nicht in der vorliegenden Zuverlässigkeitsanalyse erfaßt sind, entsprechende Nachweise vorgelegt und vom Gutachter bestätigt werden.

5. Schlußbemerkung

Unter den vorgenannten Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen das vorliegende Konzept eines Schnellabschaltsystems mit Einzel tanks für das Kernkraftwerk Krümmel.

BAZ Nr.2 vom 5.1.1977

115.Sitzung am 28.8.1976

1. Kernkraftwerk Biblis, Block A Weiterbetrieb nach dem ersten Brennelementwechsel

Das Kernkraftwerk Biblis A wurde am 23.4.1976 für den ersten Brennelementwechsel und eine umfassende Revision abgeschaltet. Diese Abschaltung war bereits 1975 geplant worden und sollte voraussichtlich bis zum 16.6.1976 dauern.

Bei der Revision wurden an verschiedenen Komponenten des Kernkraftwerks Schäden festgestellt. Im Auftrag der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde wurden dazu von verschiedenen Gutachtern Stellungnahmen angefertigt. Der RSK, die abschließend über die festgestellten Schäden sowie über die Umstände, unter denen das Kernkraftwerk weiterbetrieben werden kann, beraten hat, lagen diese Stellungnahmen vor. Im einzelnen stellt die RSK folgendes fest:

1. Speisewasserbehälter

An dem zum Sekundärteil des Kernkraftwerks gehörenden Speisewasserbehälter und seinen Stützen wurden im Verlauf der Betriebszeit von insgesamt 10 950 Vollaststunden bei 3 Anlässen Schäden in Form von Rissen entdeckt, die in den beiden ersten Fällen zu zwei Leckstellen bei kurzer Längenausdehnung geführt haben und bei den weiteren Untersuchungen stellenweise über größere Längen ein Durchdringen bis zu 80% der Wanddicke erkennen ließen. Nach deren Reparatur und einer durchgeführten nochmaligen Druckprobe, die unter günstigeren Bedingungen erfolgte als die erste, wurden an nicht ertüchtigten Stellen (keine Anwendung der Vergütungslagen-Technik) und außerhalb von den unter besonderen Vorkehrungen durchgeführten Schweißreparaturen wieder zahlreiche, jedoch nicht so tiefe Anrisse wie bei den früheren Untersuchungen, aufgefunden. Die Risse wurden in Abstimmung mit dem Gutachter muldenförmig ausgeschliffen. Anschließend wurden zerstörungsfreie Prüfungen vorgenommen, die keine Rißbefunde mehr ergaben.

Die Gründe für die umfangreichen Rißbildungen liegen im wesentlichen darin, daß sich der verwendete Werkstoff, ein höherfester Feinkornbaustahl auf der Basis MnNiV, bei den großen Abmessungen von Behälter und Stützen, in Verbindung mit der gewählten Bauweise, den einzelnen nicht optimal gelösten schweiß- und prüftechnischen Details, ferner den gegebenen Druckproben- und Betriebsbedingungen, als nicht ausreichend widerstandsfähig erwiesen hat. Die dem Werkstoff eigentümlichen Verarbeitungsprobleme wirken sich ungünstig auf die Zähigkeitseigenschaften und, in Verbindung damit, möglicherweise auch ungünstig auf die Widerstandsfähigkeit gegen Korrosionsangriff aus.

Der inzwischen reparierte und zerstörungsfrei geprüfte Behälter wurde konstruktiv ertüchtigt. Außerdem hat der Antragsteller den Betriebsdruck auf 5,5 bar herabgesetzt, was zu einer wesentlichen Verringerung der Beanspruchung führt.

Nach ausführlichen Erörterungen über die aufgetretenen Rißbildungen und die vorgeschlagenen Abhilfemaßnahmen ist die RSK zu der Ansicht gelangt, daß der Speisewasserbehälter des Kernkraftwerks Biblis A unter den nachfolgend aufgeführten Bedingungen weiterbetrieben werden kann:

1.1 Während des Betriebes der Anlage, insbesondere bei An- und Abfahrvorgängen des Behälters, sind ständig Messungen durchzuführen, die

- Speisewasserqualität,
- Druck,
- Temperatur,
- Dehnungen,
- Schwingungen

aufzeichnen. Der Behälter ist durch Sichtkontrollen in geeigneten Abständen auf mögliche Leckagen zu prüfen. Weiterhin sind Prüfungen am Schnellschlußventil durchzuführen.

Durch Messungen der Behälterdurchbiegung, der Rohrleitungskräfte und -momente, insbesondere deren Reaktionen auf die Stützenbereiche, ist nachzuweisen, daß die Beanspruchung durch äußere Kräfte und Momente unter den zulässigen bleiben. Grenzwerte und Maßnahmen bei deren Überschreitung sind mit dem Gutachter festzulegen.

1.2 Nach 1000 h Betriebszeit ist eine zerstörungsfreie Wiederholungsprüfung des Behälters durchzuführen. Dabei sind sämtliche Schweißnähte und sonstige Schweißstellen einer 100%igen Oberflächenrißprüfung zu unterziehen. Der Grundwerkstoff unter den Kehlnahtschweißungen der Vakuumversteifungsringe ist mit Ultraschall zu prüfen, wobei alle Nähte über ihre gesamte Länge zu erfassen sind. Die Fristen für weitere zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen richten sich nach den Prüfergebnissen der ersten Wiederholungsprüfung. Sie sind mit dem Gutachter abzustimmen.

1.3 Zur Ermittlung von etwaigen Korrosionseinflüssen unter statischer Beanspruchung (Spannungsrißkorrosion) ist das mit dem Gutachter abgestimmte Autoklaven-Versuchsprogramm weiterzuführen und in Abhängigkeit

von Zwischenergebnissen erforderlichenfalls zu ergänzen.

Über Teilprogramme mit schwingender Beanspruchung im Niedrigwechselbereich und - sofern die unter Punkt 1.1 aufgeführten Messungen dies erfordern - im Bereich hoher Lastspielzahlen ist zwischen Hersteller und Gutachter in Abstimmung mit der RSK noch eine Vereinbarung zu treffen.

Zusätzlich zu den Autoklaven-Versuchsprogrammen sind vorgespannte Einhängeproben in den Behälter einzusetzen. Der Zeitpunkt der Entnahme der Einhängeproben richtet sich nach den ersten Ergebnissen der Autoklaven-Versuche.

Die RSK schließt aufgrund der empfohlenen Maßnahmen und der bisher durchgeführten Verbesserungen und zerstörungsfreien Prüfungen ein Versagen des Behälters aus. Daher hat die RSK keine Bedenken gegen den Weiterbetrieb des Speisewasserbehälters für einen Zeitraum von maximal 18 Monaten. Die RSK geht davon aus, daß der jetzige Behälter nach Ablauf der befristeten Betriebszeit durch einen neuen Behälter ersetzt wird. Einzelheiten hierüber sind mit der RSK abzustimmen.

2. Sonstige Komponenten

Die RSK hat auch über die sonstigen Vorkommnisse beraten. Hierüber sowie über die durchgeführten Reparatur-,Ertüchtigungs- und Überwachungsmaßnahmen haben die Gutachter berichtet.

Die RSK hält diese Maßnahmen für geeignet und ausreichend, zukünftig solche Vorkommnisse zu verhindern.

3. Schlußbemerkung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß gegen den Weiterbetrieb des Kernkraftwerkes Biblis A keine Bedenken bestehen.

BAZ Nr.2 vom 5.1.1977

116.Sitzung am 15.9.1976

1. Sicherheitsbehälter aus Stahl bei Leichtwasserreaktoren Auslegungsbedingungen und Anforderungen an den Werkstoff und an dessen Verarbeitung

Die RSK vertritt die Auffassung, daß die höherfesten Feinkornbaustähle, die z.Z. für die Sicherheitsbehälter der Druckwasserreaktoren eingesetzt werden, bei der Auslegung auf die Dauer hierfür nicht mehr verwendet werden sollen. Die Sicherheit der Behälter sollte vergrößert werden, indem die spezifische Beanspruchung vermindert und die Zähigkeit erhöht wird und nur solche Stähle verwendet werden, die weniger empfindlich bei der Verarbeitung sind. Die primären Membranspannungen im spannungsmäßig ungestörten

116. Sitzung

Bereich der Behälter sind daher auf ein niedriges Niveau zu begrenzen. Diese Grenze ist auch einzuhalten, wenn der Sicherheitsfaktor eine höhere Spannung zuließe. Im übrigen sind die Spannungen gegen die Streckgrenze abzusichern. Werden gleichzeitig erhöhte Anforderungen an die Zähigkeit des Werkstoffs erfüllt, kann auf eine weitere Senkung des Spannungsniveaus verzichtet werden, die bei Stählen mit geringeren Festigkeitswerten dann eintritt, wenn man zusätzlich einen hohen Sicherheitsfaktor (z.B. 3,6) gegen Zugfestigkeit fordert.

Die RSK empfiehlt, bei Sicherheitsbehältern aus Stahl bei Leichtwasserreaktoren die folgenden Bedingungen einzuhalten:

1. Bei der durchzuführenden Spannungsanalyse sind die nachstehend aufgeführten Punkte zu berücksichtigen:

1.1 Für die statische Berechnung (ohne Berücksichtigung von Eigenspannungen) gelten die nachfolgend in Abhängigkeit von der Streckgrenze $\sigma_{0,2}$ angegebenen zulässigen Spannungen:

- a) Spannungen im ungestörten Bereich (primäre allgemeine Membranspannungen): $0,67 \cdot \sigma_{0,2}$
- b) Spannungen im gestörten Bereich (primäre lokale Membranspannungen): $0,75 \cdot \sigma_{0,2}$
- c) Überlagerung von primären Biegespannungen im ungestörten Bereich mit primären Membranspannungen nach a und b: $0,75 \cdot \sigma_{0,2}$
- d) Überlagerung von primären und sekundären Membran- und Biegespannungen in gestörten Bereichen ohne Spannungen durch Temperatureinflüsse: $0,9 \cdot \sigma_{0,2}$
- e) Überlagerungen von primären und sekundären Membran- und Biegespannungen in gestörten Bereichen, einschl. der Spannungen infolge von Temperatureinflüssen: $1,0 \cdot \sigma_{0,2}$
- f) Während der Druckprobe dürfen die zulässigen Spannungen wie folgt erhöht werden:

bei a bis c: auf $0,9 \cdot \sigma_{0,2}$ (wie nach AD-Merkblatt B 0)

bei d bis e: um 10%.

1.2 Für $\sigma_{0,2}$ ist die gewährleistete Mindeststreckgrenze (0,2%-Dehnungsgrenze) einzusetzen. Treten die nachgewiesenen Spannungen bei erhöhter Temperatur auf, ist die für diese Temperatur gewährleistete Warmstreckgrenze maßgebend.

1.3 In spannungsmäßig ungestörten Bereichen des Behälters und in solchen, in denen Schweißnähte nicht spannungsarm geglüht werden, darf der für $\sigma_{0,2}$ einzusetzende Wert nicht höher als

370 N/mm^2 bei Raumtemperatur und
 320 N/mm^2 bei 150° C

sein.

2. Spitzenspannungen sind im Rahmen einer Ermüdungsanalyse zu erfassen. In bezug auf die Spitzenspannung soll eine optimale Konstruktion gewählt werden. Dies ist dem Gutachter zu bestätigen und der RSK darzulegen. Insbesondere sind Schweißnähte möglichst nicht in das Gebiet hoher Spannungen zu legen.
3. Bei häufig wechselnder Beanspruchung ist statt der Streckgrenze die Dauerfestigkeit maßgebend, wobei mit dem Sicherheitswert 2 gegen Dauerfestigkeit zu rechnen ist.
4. Zur Ermittlung der Vergleichsspannung kann sowohl die Gestaltsänderungs-Energie-Hypothese als auch die Schubspannungshypothese herangezogen werden.
5. Bei Berechnung der Wanddicke können Schweißnähte, wie auch im AD-Merkblatt HP 0 festgelegt ist, mit einem Schweißnahtfaktor $v = 1,0$ bewertet werden.
6. Die Grenze der Wanddicke, bis zu der auf ein Spannungsarmglühen der Schweißnähte verzichtet werden kann, liegt - ebenso wie im AD-Merkblatt HP 0 unter bestimmten Bedingungen festgelegt - bei 38 mm. Die in diesem AD-Merkblatt angegebene Grenze des Nickelgehaltes darf für den Sicherheitsbehälter überschritten werden.
7. Die Anforderungen an die Zähigkeit von Grundwerkstoff, Schweißgut und Wärmeeinflußzone sind in folgender Weise festgelegt:
 - a) Die Übergangstemperatur T_{NDT} (Nil-Ductility-Transition-Temperature NDT-T) ist nach Pellini zu ermitteln.
 - b) Bei der Temperatur $T_{NDT} + 33 \text{ °C}$ werden drei Kerbschlagproben (ISO-V-Querproben) geschlagen, die eine Kerbschlagzähigkeit von 68 Joule und eine laterale Breitung von 0,9 mm erbringen sollen.

Erfüllen die drei Kerbschlagproben diese Bedingung, wird T_{NDT} die Bezugstemperatur RT_{NDT} (Referenz-NDT-Temperatur).
 - c) Erfüllen die drei Kerbschlagproben die unter b angeführten Bedingungen nicht bei der Temperatur T_{NDT} , wird diejenige höher liegende Temperatur T_{CV} bestimmt, bei der drei Proben die unter b genannten Werte erreichen. In diesem Falle ist für die Bezugstemperatur

$$RT_{NDT} = T_{CV} - 33 \text{ °C}$$
 einzusetzen.
 - d) Die Bezugstemperatur RT_{NDT} muß mindestens 33 °C sowohl unter der Betriebstemperatur als auch unter der Druckprobentemperatur liegen.

Für die Kernkraftwerke Biblis C, Hamm und Philippsburg 2 gilt: Bei der Verwendung des höherfesten normalisierten Feinkornbaustahles WStE 51 S für die Sicherheitsbehälter in den spannungsmäßig ungestörten Bereichen, die nicht spannungsarm geglüht werden, sind zu den vom Hersteller vorgesehenen Qualitätssicherungsmaßnahmen die folgenden zusätzliche Auflagen mit dem Gutachter abzustimmen und zu erfüllen:

- a) Härtemessungen an allen Schweißnähten, vor allem in der Wärmeeinflußzone, einschließlich der Hilfsschweißstellen. Die Härte ist auf 350 HV 10 zu begrenzen.
- b) Wesentliche Vergrößerung des Umfangs der Röntgenprüfung an den Baustellenschweißnähten gegenüber der bisherigen Handhabung.
- c) Umfangreiche und sorgfältige Wiederholungsprüfungen nach der Druckprobe.
- d) Sicherstellung einer ausreichenden Vergütung in der Wärmeeinflußzone durch Vergütungslagen und Kontrolle des Vergütungseffekts durch Härteprüfungen.
- e) Gestaltung und Ausführung der Schweißnahtübergänge und der Übergänge bei unterschiedlichen Blechdicken nach spannungsmäßig und prüftechnisch optimalen Gesichtspunkten.

Für die spannungsmäßig gestörten Bereiche, die spannungsarm zu glühen sind, stimmt die RSK dem vom Systemhersteller gemachten Vorschlag zu, die Stähle Aldur 50/65 oder 20 MnMoNi 5 5 mit herabgesetztem Kohlenstoffgehalt als Werkstoff zu verwenden. Die RSK betrachtet beide Stähle als geeignete Lösung. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß der Hersteller dem Reaktordruckbehälter-Stahl 20 MnMoNi 5 5 mit herabgesetztem Kohlenstoffgehalt den Vorzug gibt und geht davon aus, daß die Verarbeitung gemäß der für den Reaktordruckbehälter angewendeten Verfahrensweise erfolgt.

BAZ Nr.2 vom 5.1.1977

117.Sitzung am 13.10.1976

1. Kernkraftwerk Biblis, Block B
Weiterbetrieb des Speisewasserbehälters

Nach ausführlicher Erörterung der aufgetretenen Schäden und der durchgeführten Reparatur- und Ertüchtigungsmaßnahmen ist die RSK zu der Ansicht gelangt, daß der Speisewasserbehälter des Kernkraftwerks Biblis B unter den nachfolgend aufgeführten Bedingungen unbefristet mit dem vorgesehenen Druck weiterbetrieben werden kann:

1. Während des Betriebes der Anlage, insbesondere bei An- und Abfahrvorgängen des Behälters, sind Messungen durchzuführen, die
 - Speisewasserqualität,
 - Druck,
 - Temperatur,
 - Dehnungen,
 - Schwingungen

117. Sitzung

aufzeichnen. Der Behälter ist durch Sichtkontrollen in geeigneten Abständen auf mögliche Leckagen zu prüfen.

Messungen der Behälterdurchbiegungen der Rohrleitungskräfte und -momente, insbesondere deren Reaktionen auf die Stutzenbereiche, sind ebenfalls durchzuführen.

Darüber hinaus ist eine theoretische und experimentelle Spannungsanalyse durchzuführen, die u.a. auch mögliche Zwangskräfte der Vakuumversteifungsringe auf die Behälterwand erfaßt und den Einfluß der neu angebrachten Halterungen von Schottwänden und Vakuumversteifungsringen auf die beigeschliffenen, aufgehärteten Schweißnahtbereiche der vorherigen Halterungen dieser Teile aufzeigt. Die RSK geht davon aus, daß die bei den durchzuführenden Messungen vom Gutachter festzulegenden Grenzwerte nicht überschritten werden.

2. Beim nächsten Brennelementwechsel ist eine zerstörungsfreie Wiederholungsprüfung des Behälters in Abstimmung mit dem Gutachter und dem RSK-UA REAKTORDRUCKBEHÄLTER durchzuführen. Dabei sind sämtliche Schweißnähte und sonstige Schweißstellen vollständig einer zerstörungsfreien Prüfung zu unterziehen.

Stellen der Behälterwandung, an denen vor der Ertüchtigung des Behälters Halterungen, z.B. die der Schottwände und der Vakuumversteifungsringe, mittels Kehlnähten befestigt waren und an denen diese Schweißungen später beseitigt wurden, sowie die Hilfsschweißstellen sind mit in die Wiederholungsprüfung einzubeziehen. Es ist sicherzustellen, daß diese Stellen ausreichend gekennzeichnet werden, auch wenn sie völlig beigeschliffen sind, damit ein Wiederauffinden für die Wiederholungsprüfung ohne Schwierigkeiten gewährleistet ist.

Sämtliche von der Herstellung noch vorhandenen Kehlnahtschweißungen mit einer Länge von mehr als 100 mm sind beim nächsten Brennelementwechsel zu entfernen und beizuschleifen. Die Stellen sind zerstörungsfrei zu prüfen und zur Wiederauffindbarkeit ausreichend zu kennzeichnen. Die neuen optimal gestalteten und ausgeführten Schweißnähte (u.a. als K-Nähte mehrlagig unter Vorwärmung geschweißt) sind unter der Aufsicht des Gutachters außerhalb des durch die vorherigen Kehlnähte beeinflussten Werkstoffbereichs anzubringen und nach Fertigstellung zerstörungsfrei zu prüfen.

Vor dem nächsten Brennelementwechsel ist zu einem geeigneten Zeitpunkt, z.B. vor der Übergabe der Anlage an den Betreiber, eine Besichtigung auf den Zustand aller Einbauten durchzuführen. Dabei ist stichprobenweise eine Oberflächenrißprüfung an Kehlnahtschweißungen der Inneneinbauten und solchen Stellen, an denen sich Schweißungen befunden haben, vorzunehmen. Vor allem sind die aufgehärteten Bereiche der Schweißstellen von dieser Prüfung zu erfassen. Diese Gesichtspunkte sind auch bei allen späteren wiederkehrenden Prüfungen zu berücksichtigen. Ein Plan für diese Prüfungen ist mit dem Gutachter abzustimmen.

Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß der Hersteller diejenigen Stutzen beim nächsten Brennelementwechsel durch konstruktiv verbesserte ersetzen will, an denen innere Versteifungsstreben mit Kehlnähten angeschweißt sind.

Die RSK ist über den Umfang der Schäden und die durchgeführten Prüf-, Reparatur- und Ertüchtigungsmaßnahmen zu unterrichten.

1. Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP 1) Nukleare Inbetriebnahme und Betrieb

Die Kernkraftwerk Philippsburg GmbH (KKP GmbH) hat im Jahre 1970 gemäß § 7 des Atomgesetzes beim Wirtschaftsministerium Baden-Württemberg einen Antrag auf Errichtung und zum Betrieb eines Kernkraftwerks auf der Rhein-schanzinsel in der Gemarkung Philippsburg, Landkreis Karlsruhe, gestellt. Im Auftrag der KKP GmbH hat die Kraftwerk Union AG das Kernkraftwerk mit leichtwassergekühltem und leichtwassermoderiertem Siedewasserreaktor geplant und errichtet. Die Anlage hat eine thermische Leistung von 2575 MW und eine elektrische Nettoleistung von 864 MW.

In einer Reihe von Sitzungen hat die RSK sicherheitstechnische Fragen beraten und mehrere Stellungnahmen abgegeben und Empfehlungen ausgesprochen⁺⁾. Spezielle Fragen im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme und dem Betrieb des Kernkraftwerks wurden in den zuständigen RSK-Unterausschüssen beraten. Dabei wurde überprüft, ob die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist. Im einzelnen ist folgendes dazu festzustellen:

1. Zivilisationsbedingte Einwirkungen

Die hierfür aufgestellten Leitlinien werden weitgehend erfüllt, da das Reaktorgebäude gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt ist. Durch den Einbau eines unabhängigen Störfall- und Schutzsystems (USUS) wird zusätzlich eine verbesserte Störfallbeherrschung durch das Prinzip einer räumlichen Redundanz in Verbindung mit einem geschützten Leitstand erzielt. Die Gebäude der USUS-Anlage sind in vollem Umfang gegen die nach den RSK-Leitlinien zugrunde zu legenden Belastungsannahmen aus Druckwellen geschützt.

Die Wahrscheinlichkeit für den Flugzeugabsturz auf ein einzelnes Kraftwerk ist so gering, daß die vorgesehenen Schutzmaßnahmen für ausreichend gehalten werden. Dabei geht die RSK davon aus, daß im Bereich des Kernkraftwerks Philippsburg 1 keine gegenüber den anderen Standorten in der Bundesrepublik Deutschland wesentlich höhere Flugverkehrsdichte herrscht.

2. Druckführende Umschließung

Die RSK hat sich vom Systemhersteller und vom Gutachter über die Erfüllung des die Druckführende Umschließung betreffenden Teils ihrer Leitlinien und über die bei der Fertigung aufgetretenen Mängel berichten lassen. Die hierbei ermittelten geringfügigen Abweichungen von den Leitlinien sind teils dadurch bedingt, daß die Fertigung der betreffenden Komponenten vor Herausgabe der Leitlinien in ihrer jetzigen Fassung bereits beendet war, und teils dadurch, daß die Entwicklung für die wiederkehrenden Prüfungen noch

<sup>+) vgl. Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission
1971-1974, IRS-A-9 (Dez.1975)
1974/1975, IRS-A-11(Aug.1976)</sup>

nicht völlig abgeschlossen ist. Die RSK ist der Auffassung, daß die wiederkehrenden Prüfungen in absehbarer Zeit weiterhin vervollkommen werden können, und erwartet daher hierfür eine weitere Steigerung des Erfüllungsgrades ihrer Leitlinien. Die RSK hält die verbleibenden Abweichungen von den Leitlinien für vertretbar, und erhebt hinsichtlich der Druckführenden Umschließung keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb. Sie geht hierbei davon aus, daß ihre nachfolgend angeführten Empfehlungen beachtet werden:

2.1 Wiederkehrende Prüfungen am Reaktordruckbehälter

Folgende Punkte sind zu beachten:

- a) Für die in den Leitlinien geforderte Möglichkeit einer Prüfung von der Innenseite her, insbesondere für eine Prüfung des Bereiches der Plattierung des Grundwerkstoffs dicht unterhalb der Plattierung an den Schweißnähten, einschließlich der Stutzenschweißnähte, und an den Stutzeninnenkanten, ist innerhalb eines Jahres ein Konzept vorzulegen. Vom Innern der Stutzen her ist eine Ultraschallprüfung der Stutzensnähte mit Normalkopf oder kleinem Einschallwinkel möglich, wodurch die von außen her nicht durchgeführte Tandemprüfung weitgehend ersetzt werden kann.
- b) Am unteren Boden sind auch die Stege in den Bohrlochfeldern in das Prüfprogramm miteinzubeziehen, an denen man mit den derzeit verwendeten Prüfeinrichtungen die innenseitige Oberfläche mit dem Schallstrahl nicht erreichen kann. Hier sind zumindest die darüber liegenden erreichbaren Schichten zu prüfen.
- c) Für die Stellen, bei denen Prüfer die Basismessung von Hand durchgeführt haben, ist eine mechanisierte Prüfeinrichtung vorzusehen.
- d) Der RSK ist über die statistische Verteilung der räumlichen Ausdehnung von Transferschwankungen und über die Auffindbarkeit von natürlichen Fehlern mit Hilfe der angewendeten Prüftechniken zu berichten. Die Verteilung der räumlichen Ausdehnung sollte in ähnlicher Weise dargestellt werden wie die der Schwankungen. Bei der Untersuchung der Erkennbarkeit natürlicher Fehler können für eine erste Betrachtung Vergleichskörper mit künstlichen Fehlern herangezogen werden, die natürlichen nachgebildet sind.
- e) Der RSK ist ein Bericht über die Auswertung der Basismessungen vorzulegen.
- f) Die RSK hält es für notwendig, daß im Zuge der Basismessungen die Prüfung an bereits untersuchten Stellen wiederholt wird, um eine Aussage über die Reproduzierbarkeit nach Neumontage der Prüfeinrichtung zu erhalten. Die Durchführung dieser Messungen an einer der beiden Anlagen Isar oder Philippsburg 1 wird für ausreichend erachtet. Die RSK ist über die Ergebnisse dieser Untersuchung zu unterrichten.
- g) Die erste wiederkehrende Prüfung sollte unter Beachtung der vorgenannten Empfehlungen innerhalb von etwa 4 Jahren Betriebszeit stattfinden. Die weiteren Prüffristen sind mit der RSK anhand der dann vorliegenden Prüferfahrungen abzustimmen.

2.2 Prüfungen an den Rohrleitungen

Die Ergebnisse der jeweils letzten Ultraschall- und Oberflächenrißprüfung nach der letzten Wärmebehandlung sind für alle Nähte von Rohrleitungen mit einer Wandstärke ≥ 10 mm so zu dokumentieren, daß sie als Nullatlas der Basisprüfung dienen. Eine repräsentative Auswahl dieser Nähte ist für die Wiederholungsprüfung heranzuziehen. Treten bei der Wiederholungsprüfung neue Fehlerstellen auf, so ist der Prüfumfang auf 100% auszudehnen. Die Auswahl der Nähte hat unter den Gesichtspunkten belassener, registrierpflichtiger Anzeigen, reparierter Nähte und Beanspruchung zu erfolgen.

Rohrleitungen mit einer Wandstärke < 10 mm sind repräsentativ an hochbeanspruchten Nähten einer Oberflächenrißprüfung zu unterziehen. Als Oberflächenrißprüfung wird von der RSK das Magnetpulververfahren bei entsprechender Nahtbeschleifung empfohlen, da diese Prüfmethode die vergleichsweise höchste Zuverlässigkeit besitzt.

Im Bereich der Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter ist - wie aus den vorgelegten Unterlagen hervorgeht - jeweils eine Naht der Frischdampf-, Speisewasser-, Lagerdruckwasser- und Reaktorwasserreinigungsleitungen nicht wiederholungsprüfbar. Der Hersteller wird aufgefordert, die Möglichkeit einer Wiederholungsprüfung nochmals zu überprüfen. Das Ergebnis ist der RSK vorzulegen. Außerdem muß durch konstruktive Maßnahmen sichergestellt sein, daß die Auswirkungen eines Bruches in dieser Naht beherrscht und auf den Bereich innerhalb des Sicherheitsbehälters begrenzt werden.

Im Hinblick auf die Strahlenbelastung ist eine weitestgehende Mechanisierung der Prüfvorgänge anzustreben. Eine Ausarbeitung, in der die Wiederholungsprüfbarkeit unter Einbeziehung dieser Problematik, insbesondere im Bereich der Anschlußnähte an den Reaktordruckbehälter, untersucht wird, ist der RSK bis zum Abschluß der Nulleistungsprüfung vorzulegen.

Das System der Leckageüberwachung ist so zu verbessern, daß Leckagen, insbesondere im Bereich der Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, schnell und zuverlässig erkannt werden können. Über die entsprechenden Maßnahmen ist der RSK bis zum Beginn des Leistungsbetriebes zu berichten.

2.3 Prüfungen an den Armaturen

Die Ergebnisse der Prüfungen der Armaturen sind in gleicher Weise wie bei den Rohrleitungen zu dokumentieren. Der Umfang der Wiederholungsprüfungen soll dem der Rohrleitungen entsprechen. Über die Ergebnisse ist der RSK bis zum Abschluß der Nulleistungsprüfungen zu berichten.

2.4 Wasserschlag beim Bruch der Speisewasserleitung

Die Überprüfung des Wasserschlageffektes, der durch den Bruch einer Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters entsteht, hat ergeben, daß bei ungedämpftem Schließen der Rückschlagarmaturen nach einer Strömungsumkehr die Rohrleitungen durch Biegemomente bis weit über die Streckgrenze beansprucht werden. Als Konsequenz dieses Sachverhaltes ist vom Hersteller vorgesehen, den Schließvorgang der Rückschlagarmaturen durch entsprechende Ventileinsätze zu dämpfen. Die Aussage des Herstellers, daß mit diesen Ertüchtigungsmaßnahmen die maximalen plastischen Dehnungen auf weniger als 1% vermindert werden, wurde nach einer ersten Überprüfung

mittels einer linear-elastischen Rohrleitungsberechnung durch den Gutachter bestätigt. Diese Belastung wird nicht mehr durch das Schließen der Rückschlagarmatur verursacht, sondern durch den Entlastungsstoß beim unterstellten spontanen Bruch der Speisewasserleitung. Die Biegemomente können durch weitere Dämpfung der Rückschlagarmatur nicht gemildert werden, sondern nur durch den Einbau von Stoßbremsen an der Rohrleitung. Mit beiden Maßnahmen gemeinsam kann nach Meinung der RSK, soweit es notwendig ist, die Belastung auf die Krümmer ausreichend reduziert werden. Zur Gewährleistung des Sicherheitsabschlusses müssen die Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter so ausgelegt sein, daß durch die zu betrachtenden Störfälle keine unzulässigen plastischen Dehnungen hervorgerufen werden.

Ob Stoßbremsen notwendig sind, wird die RSK noch vor der nuklearen Inbetriebnahme entscheiden. Hierzu sind vom Hersteller rechtzeitig folgende Unterlagen vorzulegen:

1. Elastisch-plastische, dynamische Berechnungen;
2. Untersuchung über die Auswirkungen der Bildung plastischer Gelenke;
3. Berechnung der radiologischen Auswirkungen von Leckagen einer Rückschlagarmatur mit undichtem Ventilsitz;
4. Berechnung der zu erwartenden Dehnungen in einem mittels gedämpfter Rückschlagarmaturen und Stoßbremsen ertüchtigten Rohrleitungssystem.

Die RSK geht davon aus, daß Vorbereitungen zum Einbau von Stoßbremsen unverzüglich in Angriff genommen werden. Unter diesen Voraussetzungen hat die RSK gegen die nukleare Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Philippsburg 1 ohne Ventildämpfungen keine Bedenken, da die Versagenswahrscheinlichkeit ausreichend klein und das Spaltproduktinventar im Kern vor Beginn der Leistungsprüfungen noch sehr gering ist. Die vorgesehenen Ertüchtigungsmaßnahmen sind so schnell wie möglich, spätestens jedoch vor Aufnahme der Leistungsprüfungen, durchzuführen.

2.5 Hoch- und Niederdruckvorwärmer sowie Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler

Die RSK geht aufgrund der Darlegungen der Gutachter und des Systemherstellers davon aus, daß die Prüfungen bei der Herstellung der Hoch- und Niederdruckvorwärmer und der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler sachgerecht und mit ausreichender Empfindlichkeit durchgeführt wurden. Sie hält es für erforderlich, daß vor der nuklearen Inbetriebnahme die folgenden Voraussetzungen erfüllt werden:

1. Die Ergebnisse der Spannungsanalyse der Vorwärmer und der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler sind vom Gutachter zu prüfen. Bei der Spannungsanalyse sind die äußeren Kräfte und Momente mitzuberücksichtigen.
2. Bei allen Behältern sind zerstörungsfreie Prüfungen der Kehlnähte und Hilfsschweißstellen in einem mit den Gutachtern abzustimmenden Umfang vorzunehmen.

Weiterhin wünscht die RSK zu ihrer Information die Vorlage folgender Unterlagen vor der nuklearen Inbetriebnahme:

- a) Die Pläne für die wiederkehrenden Prüfungen;

- b) die vom Gutachter geprüften Ergebnisse der Spannungsanalyse der Vorwärmer und der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler,

3. Kernnotkühlung

Die RSK hat die Ergebnisse der Kernnotkühluntersuchungen eingehend beraten. Sie ist der Ansicht, daß die Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist, und daß insbesondere die Brennstabtemperaturen unter den von der RSK geforderten Grenzwerten bleiben. Ein die Kühlung behinderndes Brennstabversagen ist nicht zu erwarten. Auch die auf die Einbauten des Reaktordruckbehälters wirkenden Belastungen werden nicht zu deren Beschädigung führen, so daß die Schnellabschaltung und die Notkühlung sicher gewährleistet sind. Die Zuverlässigkeit der Notkühlsysteme hält die RSK für ausreichend.

4. Druckabbausystem (DAS)

Die RSK hat die mit dem Druckabbausystem zusammenhängenden Fragen bezüglich der dynamischen Belastungen bei der Kondensation von luftarmem Wasserdampf ausführlich beraten. Dabei lagen die einschlägigen Unterlagen über die vom Hersteller zu diesem Problem durchgeführten umfangreichen Versuche sowie die gutachterlichen Stellungnahmen hierzu vor. Da für die durchgeführten Mehrrohrversuche nicht die anlagenspezifischen Anordnungen nachgebildet werden konnten, ist das Verhalten des Mehrrohrverbandes anhand von speziell zu diesem Zweck entwickelten Modellvorstellungen und Berechnungsmethoden (insbesondere Einzelzellentheorie, Potentialtheorie) mit Hilfe von Ergebnissen repräsentativer Einzelzellenversuche bestimmt worden.

Die RSK gelangte zu der Ansicht, daß die Ermittlung und statistische Absicherung der maximal zu erwartenden Belastung des Druckabbausystems bei der Kondensation von luftarmem Wasserdampf mit einem Mehrrohrverband in hinreichend konservativer Weise erfolgte. Aufgrund der Aussage des Gutachters geht die RSK davon aus, daß weitere Sicherheitsmargen zwischen den ermittelten und abtragbaren Belastungen vorhanden sind, so daß gegen die nukleare Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes Philippsburg 1 mit dem DAS keine Bedenken bestehen.

Die RSK hält es jedoch für notwendig, daß der Hersteller seine Untersuchungen im Hinblick auf eine weitere Quantifizierung von Sicherheitszuschlägen und den Abbau von einschränkenden Bedingungen weiterführt. Die RSK erwartet daher, daß in einem Zeitraum von etwa einem Jahr noch folgende Versuchsvorhaben durchgeführt werden:

- a) Untersuchungen über die Aussagekraft von anlageähnlichen Mehrrohrversuchen;
- b) experimentelle Absicherung des in der Anlage gegenüber dem Versuchstand ermittelten Reduktionsfaktors der Druckbelastung;
- c) Untersuchungen bezüglich des Einflusses der Parameter Gegendruck, Steifigkeit der Behälterwände und Temperatur in der Wasservorlage auf die Größe von Druckimpulsen;
- d) Untersuchungen darüber, wie durch eine geeignete Verdüsung der Rohre

die Druckbelastungen aus der Kondensation von Wasserdampf weiter reduziert werden können.

5. Beherrschbarkeit der Wasserstoffbildung nach Kühlmittelverluststörfällen und nach diesen zu erwartende Strahlenbelastung

Nach einem Kühlmittelverluststörfall wird die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter diskontinuierlich durch Probenentnahmen an sieben verschiedenen Meßstellen überwacht. Der Gutachter hat bestätigt, daß die hierfür vorgesehenen Einrichtungen eine hinreichend sichere und zuverlässige Messung der Wasserstoffkonzentration gewährleisten.

Um ein Überschreiten der Zündgrenze zu verhindern ist vorgesehen, die aus dem Sicherheitsbehälter in den Ringspalt austretende Leckageluft zusammen mit der in den Ringspalt eintretenden Luft der Außenatmosphäre in den Sicherheitsbehälter zurückzupumpen, wodurch es dort zu einem erneuten Druckanstieg kommt. Außerdem kann bei Bedarf die eingespeiste Luftmenge durch Fremdluftzuführung erhöht werden. Durch diese Maßnahmen kann der Zeitpunkt des etwaigen Erreichens der Zündgrenze - auch unter konservativen Annahmen und bei Berücksichtigung lokaler Konzentrationsüberhöhungen - auf etwa drei Wochen hinausgeschoben werden. Die RSK hält dieses Verfahren für angemessen, wenn dabei der halbe Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters nicht überschritten wird. Sie setzt weiterhin voraus, daß im Normalbetrieb die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter auf 0,5 Vol.-% begrenzt wird.

Nach Erreichen des halben Auslegungsdruckes soll der Sicherheitsbehälter über ein redundant ausgelegtes Filtersystem entlüftet und die Abluft dosiert über den Kamin abgegeben werden. Die RSK geht davon aus, daß die Auslegung des Filtersystems den Normen sicherheitstechnischer Einrichtungen entspricht und den nach einem Störfall zu erwartenden Bedingungen genügt. Ferner hält sie ein Erneuern des Sorptionsmaterials der Filter vor Beginn des Belüftens für erforderlich, um den spezifizierten Abscheidegrad sicherzustellen. Dabei ist darauf zu achten, daß die Strahlenbelastung für das Betriebspersonal beim Erneuern unterhalb der gültigen Richtwerte bleibt.

Die Dichthaut des Sicherheitsbehälters stützt sich über Federelemente auf das Druckabbausystem ab. Dadurch treten nach einem Kühlmittelverluststörfall höhere Belastungen der Schweißnähte der Dichthaut auf. Aus diesem Grund haben die Gutachter die radiologischen Auswirkungen auch für den Fall untersucht, daß die Integrität der Dichthaut nicht mehr gewährleistet ist. Selbst unter dieser Voraussetzung bleibt die Strahlenbelastung der Umgebung nach einem Störfall - auch bei den in den Leitlinien enthaltenen ungünstigen Annahmen - unterhalb der derzeitigen Dosisrichtwerte für störfallbedingte Strahlenexposition. Unter realistischen Annahmen und bei Berücksichtigung der Tatsache, daß nach einem Störfall die Wasserstoffkonzentration und die Aktivität im Sicherheitsbehälter durch Messungen überwacht werden, ist ein wesentlich günstigerer Störfallablauf zu erwarten. Aus diesen Gründen hält die RSK die vorgesehenen Maßnahmen für ausreichend.

Um jedoch auch bei ungünstigen Störfallabläufen den Zeitpunkt der Entlüftung des Sicherheitsbehälters möglichst weit hinausschieben zu können, sollte als weitere, redundante Maßnahme zur Reduzierung der Wasserstoffkonzentration und damit zu einer weiteren Verminderung der Störfallauswirkungen ein Rekombinator verfügbar sein. Nach Ansicht der RSK sollte die

Erprobung bis zum Ende des Jahres 1977 abgeschlossen sein.

6. Abgabe radioaktiver Stoffe

Die RSK hat die vom Gutachter durchgeführten Berechnungen zur Strahlenbelastung der Umgebung des Kernkraftwerkes Philippsburg 1 eingehend beraten und ist der Ansicht, daß die in der neuen Strahlenschutzverordnung genannten Dosisgrenzwerte eingehalten werden können. Sie nimmt dazu im einzelnen wie folgt Stellung:

Dem beantragten Abgabewert für Edelgase stimmt die RSK vorläufig zu. Sie hält jedoch ein Meßprogramm für erforderlich, in dem der Anteil kurzlebiger Gasnuklide, der über die Stopfbuchsabsauganlage abgegeben wird, genau ermittelt wird. Sie behält sich vor, nach Abschluß des Meßprogramms eine Reduzierung des Abgabewertes kurzlebiger Gasnuklide zu empfehlen sowie entsprechende Ertüchtigungsmaßnahmen zu fordern. Weiterhin hält die RSK die Angabe der erwarteten Abgabewerte nicht nur für langlebige, sondern auch für kurzlebige Aerosole für erforderlich. Bezüglich der Abgabe von Radiojod ist die RSK der Auffassung, daß die Jahresabgabe von J-131 0,5 Ci nicht überschreiten soll.

Im übrigen betrachtet sie für die Ableitung radioaktiver Abwässer folgende Abgabewerte als Stand der Technik und empfiehlt, sie vorläufig der Genehmigung zugrunde zu legen:

Abwasser ohne Tritium	5 Ci/a
Tritium	500 Ci/a.

7. Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß aufgrund der bisher durchgeführten Untersuchungen über die Beherrschung von Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung diese Störfälle mit Maßnahmen, wie sie im Rahmen des Sicherheitskonzeptes für das Kernkraftwerk Philippsburg 1 möglich sind, beherrscht werden können. Nach Abschluß der Untersuchungen wird die RSK endgültig Stellung nehmen.

8. Dichtheitsprüfungen der Kondensationskammer

In Erfüllung einer Auflage im Betriebsgutachten werden vom Hersteller Stellungsferngeber zur Überwachung der Position der Rückschlagklappen installiert. Zusätzlich sind nach jedem Öffnen der Kondensationskammer und nach jedem Brennelementwechsel Druckdifferenzprüfungen vorgesehen.

Die RSK hält die Maßnahmen zur Überwachung der Dichtheit zwischen Druckkammer und Kondensationskammer für ausreichend.

9. Reaktorbetrieb

Die RSK hat in bezug auf die nukleare Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes Philippsburg 1 das Inbetriebnahmeprogramm, die Betriebsorganisation und die Betriebsordnungen, die Fachkunde des Personals, das Brand- und Anlagenschutzkonzept und die Vorkehrungen für Wartungs- und

Reparaturarbeiten im Hinblick auf den Strahlenschutz diskutiert. Die Beratungen ergaben keinen Anlaß zu Bedenken.

Weiterhin hat die RSK überprüft, ob Brennelemente im Lagerbecken oder das Lagerbecken selbst durch herabfallende Lasten, wie Brennelement-Transportbehälter, Reaktordruckbehälterdeckel oder Containmentabschluß beschädigt werden können. Dies wird, außer durch administrative Maßnahmen, zuverlässig verhindert durch eine Fahrbereichverriegelung des Krans, die nur durch einen auf der Warte hinterlegten Schlüssel aufgehoben werden kann.

10. Schlußbemerkung

Weitere geringfügige Abweichungen von dem RSK-Leitlinien-Entwurf (Stand: März 1975) sind aufgrund der Überprüfung durch den Gutachter und nach Meinung der RSK tolerierbar.

Nach Ablauf der Inbetriebnahmephase und des kommerziellen Probetriebes wünscht die RSK über die bei der Inbetriebsetzung gemachten Erfahrungen unterrichtet zu werden.

Unter den genannten Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes Philippsburg 1. Diese Berichte sollen bis zur endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerkes für Zeiträume von einem Jahr vorgelegt werden.

Unter den genannten Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes Philippsburg 1

2. Kernkraftwerk Isar (KKI) Nukleare Inbetriebnahme und Betrieb

Die Bayernwerk AG und die Isar-Amperwerke AG haben im Jahre 1971 gemäß § 7 des Atomgesetzes beim Bayerischen Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen einen Antrag auf Errichtung und zum Betrieb eines Kernkraftwerkes am linken Isarufer in der Gemarkung Ohu im niederbayerischen Landkreis Landshut gestellt. Planung und Errichtung des Kernkraftwerkes mit einem leichtwassergekühlten und leichtwassermoderierten Siedewasserreaktor wurden von der Kraftwerk Union AG durchgeführt. Die Anlage hat eine thermische Leistung von 2575 MW und eine elektrische Nettoleistung von ca. 870 MW.

In einer Reihe von Sitzungen hat die RSK sicherheitstechnische Fragen beraten und mehrere Stellungnahmen abgegeben und Empfehlungen ausgesprochen⁺⁾ . Spezielle Fragen im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme und dem Betrieb des Kernkraftwerkes wurden in den zuständigen RSK-Unterausschüssen beraten. Dabei wurde überprüft, ob die nach dem Stand von Wissenschaft

⁺⁾ vgl. Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission 1971-1974, IRS-A-9 (Dez.1975)

und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist. Im einzelnen ist folgendes dazu festzuhalten:

1. Zivilisationsbedingte Einwirkungen

Die hierfür aufgestellten Leitlinien werden weitgehend erfüllt, da die von der RSK auf der 72. Sitzung ausgesprochene Empfehlung verwirklicht wurde. Darüber hinaus wurden auch die oberhalb der Bedienungsbühne liegenden Teile des Reaktorgebäudes so ertüchtigt, daß sie eine statische Ersatzlast von 1700 Mp aufnehmen können. Durch den Einbau einer in gleicher Weise ausgelegten Teilsteuereinheit wird zusätzlich eine verbesserte Störfallbeherrschung durch das Prinzip der räumlichen Redundanz erzielt.

Die Wahrscheinlichkeit für den Flugzeugabsturz auf ein einzelnes Kraftwerk ist so gering, daß die vorgesehenen Schutzmaßnahmen für ausreichend gehalten werden. Dabei geht die RSK davon aus, daß im Bereich des Kernkraftwerks Isar keine gegenüber anderen Standorten in der Bundesrepublik Deutschland wesentlich erhöhte Flugverkehrsdichte herrscht.

2. Druckführende Umschließung

Die RSK hat sich vom Systemhersteller und vom Gutachter über die Erfüllung der die Druckführende Umschließung betreffenden Teile ihrer Leitlinien und die bei der Fertigung aufgetretenen Mängel berichten lassen. Die hierbei ermittelten geringfügigen Abweichungen von den Leitlinien sind teils dadurch bedingt, daß die Fertigung der betreffenden Komponenten vor Herausgabe der Leitlinien in ihrer jetzigen Fassung bereits beendet war, und teils dadurch, daß die Entwicklung für die wiederkehrenden Prüfungen noch nicht völlig abgeschlossen ist. Die RSK ist der Auffassung, daß die wiederkehrenden Prüfungen in absehbarer Zeit weiterhin vervollkommen werden können, und erwartet daher hierfür eine weitere Steigerung des Erfüllungsgrades ihrer Leitlinien. Die RSK hält die verbleibenden Abweichungen von den Leitlinien für vertretbar und erhebt hinsichtlich der Druckführenden Umschließung keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb. Sie geht hierbei davon aus, daß ihre nachfolgend aufgeführten Empfehlungen beachtet werden:

2.1 Wiederkehrende Prüfungen am Reaktordruckbehälter

Folgende Punkte sind zu beachten:

- a) Für die in den Leitlinien geforderte Möglichkeit einer Prüfung von der Innenseite her, insbesondere für eine Prüfung des Bereiches der Plattierung des Grundwerkstoffs dicht unterhalb der Plattierung an den Schweißnähten, einschließlich der Stützenschweißnähte, und an den Stützeninnenkanten, ist innerhalb eines Jahres ein Konzept vorzulegen. Vom Innern der Stützen her ist eine Ultraschallprüfung der Stützensnähte mit Normalkopf oder kleinem Einschallwinkel möglich, wodurch die von außen her nicht durchgeführte Tandemprüfung weitgehend ersetzt werden kann.
- b) Am unteren Boden sind auch die Stege in den Bohrlochfeldern in das Prüfprogramm miteinzubeziehen, an denen man mit den derzeit verwendeten Prüfeinrichtungen die innenseitige Oberfläche mit dem Schallstrahl nicht

erreichen kann. Hier sind zumindest die darüber liegenden erreichbaren Schichten zu prüfen.

- c) Für die Stellen, bei denen Prüfer die Basismessung von Hand durchgeführt haben, ist eine mechanisierte Prüfeinrichtung vorzusehen.
- d) Der RSK ist über die statistische Verteilung der räumlichen Ausdehnung von Transferschwankungen und über die Auffindbarkeit von natürlichen Fehlern mit Hilfe der angewendeten Prüftechniken zu berichten. Die Verteilung der räumlichen Ausdehnung sollte in ähnlicher Weise dargestellt werden wie die der Schwankungen. Bei der Untersuchung der Erkennbarkeit natürlicher Fehler können für eine erste Betrachtung Vergleichskörper mit künstlichen Fehlern herangezogen werden, die natürlichen nachgebildet sind.
- e) Der RSK ist ein Bericht über die Auswertung der Basismessungen vorzulegen.
- f) Die RSK hält es für notwendig, daß im Zuge der Basismessungen die Prüfung an bereits untersuchten Stellen wiederholt wird, um eine Aussage über die Reproduzierbarkeit nach Neumontage der Prüfeinrichtung zu erhalten. Die Durchführung dieser Messungen an einer der beiden Anlagen Isar oder Philippsburg 1 wird für ausreichend erachtet. Die RSK ist über die Ergebnisse dieser Untersuchung zu unterrichten.
- g) Die erste wiederkehrende Prüfung sollte unter Beachtung der vorgenannten Empfehlungen innerhalb von etwa vier Jahren Betriebszeit stattfinden. Die weiteren Prüffristen sind mit der RSK anhand der dann vorliegenden Prüferfahrungen abzustimmen.

2.2 Prüfungen an Rohrleitungen

Die Ergebnisse der jeweils letzten Ultraschall- und Oberflächenrißprüfungen nach der letzten Wärmebehandlung sind für alle Nähte von Rohrleitungen mit einer Wandstärke ≥ 10 mm so zu dokumentieren, daß sie als Nullatlas der Basisprüfung dienen. Eine repräsentative Auswahl dieser Nähte ist für die Wiederholungsprüfung heranzuziehen. Treten bei der Wiederholungsprüfung neue Fehlerstellen auf, so ist der Prüfumfang auf 100% auszudehnen. Die Auswahl der Nähte hat unter den Gesichtspunkten belassener, registrierpflichtiger Anzeigen, reparierter Nähte und Beanspruchung zu erfolgen.

Rohrleitungen mit einer Wandstärke < 10 mm sind repräsentativ an hochbeanspruchten Nähten einer Oberflächenrißprüfung zu unterziehen. Als Oberflächenrißprüfung wird von der RSK das Magnetpulververfahren bei entsprechender Nahtbeschleifung empfohlen, da diese Prüfmethode die vergleichsweise höchste Zuverlässigkeit besitzt.

Im Bereich der Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter ist - wie aus den vorgelegten Unterlagen hervorgeht - jeweils eine Naht der Frischdampf-, Speisewasser-, Lagerdruckwasser- und Reaktorwasserreinigungsleitungen nicht wiederholungsprüfbar. Der Hersteller wird aufgefordert, die Möglichkeit einer Wiederholungsprüfung nochmals zu überprüfen. Das Ergebnis ist der RSK vorzulegen. Außerdem muß durch konstruktive Maßnahmen sichergestellt sein, daß die Auswirkungen eines Bruches in dieser Naht beherrscht und auf den Bereich innerhalb des Sicherheitsbehälters begrenzt werden.

Im Hinblick auf die Strahlenbelastung ist eine weitestgehende Mechanisierung der Prüfvorgänge anzustreben. Eine Ausarbeitung, in der die Wiederholungsprüfbarkeit unter Einbeziehung dieser Problematik, insbesondere im Bereich der Anschlußnähte an den Reaktordruckbehälter, untersucht wird, ist der RSK bis zum Abschluß der Nulleistungsprüfung vorzulegen.

Aufgrund des wiederholten Auftretens von Pilgerfehlern in gepilgerten Rohren aus WB 35 hält die RSK eine 100%-Querfehler-Ultraschall-Prüfung auch im Bereich des glatten Rohres für Nennweiten > 100 mm für erforderlich. Die Prüfung soll vor der nuklearen Inbetriebnahme erfolgen.

Das System der Leckageüberwachung ist so zu verbessern, daß Leckagen, insbesondere im Bereich der Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, schnell und zuverlässig erkannt werden können. Über die entsprechenden Maßnahmen ist der RSK bis zum Beginn des Leistungsbetriebes zu berichten.

2.3 Prüfungen an den Armaturen

Die Ergebnisse der Prüfungen der Armaturen sind in gleicher Weise wie bei den Rohrleitungen zu dokumentieren. Der Umfang der Wiederholungsprüfungen soll dem der Rohrleitungen entsprechen. Über die Ergebnisse ist der RSK bis zum Abschluß der Nulleistungsprüfung zu berichten.

2.4 Wasserschlag beim Bruch der Speisewasserleitung

Die Überprüfung des Wasserschlageffektes, der durch den Bruch einer Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters entsteht, hat ergeben, daß bei ungedämpftem Schließen der Rückschlagarmaturen nach einer Strömungsumkehr die Rohrleitungen durch Biegemomente bis weit über die Streckgrenze beansprucht werden. Als Konsequenz dieses Sachverhaltes ist vom Hersteller vorgesehen, den Schließvorgang der Rückschlagarmaturen durch entsprechende Ventileinsätze zu dämpfen. Die Aussage des Herstellers, daß mit diesen Ertüchtigungsmaßnahmen die maximalen plastischen Dehnungen auf weniger als 1% vermindert werden, wird nach einer ersten Überprüfung mittels einer linear-elastischen Rohrleitungsberechnung durch den Gutachter bestätigt. Diese Belastung wird nicht mehr durch das Schließen der Rückschlagarmatur verursacht, sondern durch den Entlastungsstoß beim unterstellten spontanen Bruch der Speisewasserleitung. Die Biegemomente können durch weitere Dämpfung der Rückschlagarmatur nicht abgemildert werden, sondern nur durch den Einbau von Stoßbremsen an der Rohrleitung. Mit beiden Maßnahmen gemeinsam kann nach Meinung der RSK, soweit es notwendig ist, die Belastung auf die Krümmer ausreichend reduziert werden. Zur Gewährleistung des Sicherheitsabschlusses müssen die Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter so ausgelegt sein, daß durch die zu betrachtenden Störfälle keine unzulässigen plastischen Dehnungen hervorgerufen werden.

Ob Stoßbremsen und axial wirkende Ausschlagsicherungen im Bereich der Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter notwendig sind, wird die RSK noch vor der nuklearen Inbetriebnahme entscheiden. Hierzu sind vom Hersteller rechtzeitig folgende Unterlagen vorzulegen:

1. Elastisch-plastische, dynamische Berechnungen;
2. Untersuchung über die Auswirkungen der Bildung plastischer Gelenke;

3. Berechnung der radiologischen Auswirkungen von Leckagen einer Rückschlagarmatur mit undichtem Ventilsitz;
4. Berechnung der zu erwartenden Dehnungen in einem mittels gedämpfter Rückschlagarmaturen und Stoßbremsen ertüchtigten Rohrleitungssystem.

Die RSK geht davon aus, daß Vorbereitungen zum Einbau von Stoßbremsen unverzüglich in Angriff genommen werden. Unter diesen Voraussetzungen hat die RSK gegen die nukleare Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Isar ohne Ventildämpfungen keine Bedenken, da die Versagenswahrscheinlichkeit ausreichend klein und das Spaltproduktinventar im Kern vor Beginn der Leistungsprüfungen noch sehr gering ist. Die vorgesehenen Ertüchtigungsmaßnahmen sind so schnell wie möglich, spätestens jedoch vor Aufnahme der Leistungsprüfungen, durchzuführen.

2.5 Speisewasserbehälter, Hoch- und Niederdruckvorwärmer sowie Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler-----

Die RSK geht aufgrund der Darlegungen der Gutachter und des Systemherstellers davon aus, daß die Prüfungen bei der Herstellung der Hoch- und Niederdruckvorwärmer und der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler sowie die Prüfungen des Speisewasserbehälters nach der Ertüchtigung sachgerecht und mit ausreichender Empfindlichkeit durchgeführt wurden. Sie hält es für erforderlich, daß vor der nuklearen Inbetriebnahme die folgenden Voraussetzungen erfüllt werden:

1. Die in Abstimmung mit dem Gutachter vorgesehenen Prüfungen, die Beseitigung der festgestellten Mängel und die vom Gutachter vorgesehenen Maßnahmen beim Speisewasserbehälter müssen abgeschlossen sein.
2. Die Ergebnisse der Spannungsanalyse des Speisewasserbehälters, der Vorwärmer und der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler sind vom Gutachter zu prüfen. Bei der Spannungsanalyse sind die äußeren Kräfte und Momente mitzuberücksichtigen.
3. Bei allen Behältern sind zerstörungsfreie Prüfungen der Kehlnähte und Hilfsschweißstellen in einem mit den Gutachtern abzustimmenden Umfang vorzunehmen.

Weiterhin wünscht die RSK zu ihrer Information die Vorlage folgender Unterlagen vor der nuklearen Inbetriebnahme:

- a) Übersicht über die durchgeführten Prüfungen, die festgestellten Mängel und die Reparatur- und Ertüchtigungsmaßnahmen beim Speisewasserbehälter;
- b) die Pläne für die wiederkehrenden Prüfungen;
- c) die vom Gutachter geprüften Ergebnisse der Spannungsanalyse des Speisewasserbehälters, der Vorwärmer und der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler.

3. Kernnotkühlung

Die RSK hat die Ergebnisse der Kernnotkühluntersuchungen eingehend beraten. Sie ist der Ansicht, daß die Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen zur

Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist, und daß insbesondere die Brennstabtemperaturen unter den von der RSK geforderten Grenzwerten bleiben. Ein die Kühlung behinderndes Brennstabversagen ist nicht zu erwarten. Auch die auf die Einbauten des Reaktordruckbehälters wirkenden Belastungen werden nicht zu deren Beschädigung führen, so daß die Schnellabschaltung und die Notkühlung sicher gewährleistet sind. Die Zuverlässigkeit der Notkühlsysteme hält die RSK für ausreichend.

4. Druckabbausystem (DAS)

Die RSK hat die mit dem Druckabbausystem zusammenhängenden Fragen bezüglich der dynamischen Belastungen bei der Kondensation von luftarmem Wasserdampf ausführlich beraten. Dabei lagen ihr die einschlägigen Unterlagen über die vom Hersteller zu diesem Problem durchgeführten umfangreichen Versuche sowie die gutachterlichen Stellungnahmen hierzu vor. Da für die durchgeführten Mehrrohrversuche nicht die anlagenspezifischen Anordnungen nachgebildet werden konnten, ist das Verhalten des Mehrrohrverbandes anhand von speziell zu diesem Zweck entwickelten Modellvorstellungen und Berechnungsmethoden (insbesondere Einzelzellentheorie, Potentialtheorie) mit Hilfe von Ergebnissen repräsentativer Einzelzellenversuche bestimmt worden.

Die RSK gelangte zu der Ansicht, daß die Ermittlung und statistische Absicherung der maximal zu erwartenden Belastung des Druckabbausystems bei der Kondensation von luftarmem Wasserdampf mit einem Mehrrohrverband in hinreichend konservativer Weise erfolgte. Aufgrund der Aussagen des Gutachters geht die RSK davon aus, daß weitere Sicherheitsmargen zwischen den ermittelten und abtragbaren Belastungen vorhanden sind, so daß gegen die nukleare Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerkes Isar mit dem DAS keine Bedenken bestehen.

Die RSK hält es jedoch für notwendig, daß der Hersteller seine Untersuchungen im Hinblick auf eine weitere Quantifizierung von Sicherheitszuschlägen und den Abbau von einschränkenden Bedingungen weiterführt. Die RSK erwartet daher, daß in einem Zeitraum von etwa einem Jahr noch folgende Versuchsvorhaben durchgeführt werden:

- a) Untersuchungen über die Aussagekraft von anlagenähnlichen Mehrrohrversuchen;
- b) experimentelle Absicherung des in der Anlage gegenüber dem Versuchstand ermittelten Reduktionsfaktors der Druckbelastung;
- c) Untersuchungen bezüglich des Einflusses der Parameter Gegendruck, Steifigkeit der Behälterwände und Temperatur in der Wasservorlage auf die Größe von Druckimpulsen;
- d) Untersuchungen darüber, wie durch eine geeignete Verdüsung der Rohre die Druckbelastungen aus der Kondensation von Wasserdampf weiter reduziert werden können.

5. Beherrschbarkeit der Wasserstoffbildung nach Kühlmittelverluststörfällen und nach diesem zu erwartende Strahlenbelastung-----

Nach einem Kühlmittelverluststörfall wird die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter kontinuierlich durch Probenentnahmen an sieben ver-

schiedenen Meßstellen überwacht. Der Gutachter hat bestätigt, daß die hierfür vorgesehenen Einrichtungen eine hinreichend sichere und zuverlässige Messung der Wasserstoffkonzentration gewährleisten.

Um ein Überschreiten der Zündgrenze zu verhindern, ist vorgesehen, die aus dem Sicherheitsbehälter in den Ringspalt eintretende Leckageluft zusammen mit der in den Ringspalt eintretenden Luft der Außenatmosphäre in den Sicherheitsbehälter zurückzupumpen, wodurch es dort zu einem erneuten Druckanstieg kommt. Außerdem kann bei Bedarf die eingespeiste Luftmenge durch Fremdluftzuführung erhöht werden. Durch diese Maßnahmen kann der Zeitpunkt des etwaigen Erreichens der Zündgrenze - auch unter konservativen Annahmen und bei Berücksichtigung lokaler Konzentrationsüberhöhungen - auf etwa drei Wochen hinausgeschoben werden. Die RSK hält dieses Verfahren für angemessen, wenn dabei der halbe Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters nicht überschritten wird. Sie setzt weiterhin voraus, daß im Normalbetrieb die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter auf 0,5 Vol.-% begrenzt wird.

Nach Erreichen des halben Auslegungsdruckes soll der Sicherheitsbehälter über ein redundant ausgelegtes Filtersystem entlüftet und die Abluft dosiert über den Kamin abgegeben werden. Die RSK geht davon aus, daß die Auslegung des Filtersystems den Normen sicherheitstechnischer Einrichtungen entspricht und den nach einem Störfall zu erwartenden Bedingungen genügt. Ferner hält sie ein Erneuern des Sorptionsmaterials der Filter vor Beginn des Belüftens für erforderlich, um den spezifizierten Abscheidungsgrad sicherzustellen. Dabei ist darauf zu achten, daß die Strahlenbelastung für das Betriebspersonal beim Erneuern unterhalb der gültigen Richtwerte bleibt.

Die Dichthaut des Sicherheitsbehälters ist freitragend und so mit dem Sicherheitsbehälter verbunden, daß die freie Ausdehnung des Druckabbausystems nicht behindert wird. Aus diesem Grund wird von den Gutachtern ein Versagen der Dichthaut ausgeschlossen. Unter dieser Voraussetzung bleibt die Strahlenbelastung der Umgebung nach einem Störfall - auch bei den in den RSK-Leitlinien enthaltenen ungünstigen Annahmen - unterhalb der derzeitigen Dosisrichtwerte für störfallbedingte Strahlenexposition. Unter realistischen Annahmen und bei Berücksichtigung der Tatsache, daß nach einem Störfall die Wasserstoffkonzentration und die Aktivität im Sicherheitsbehälter durch Messungen überwacht werden, ist ein wesentlich günstigerer Störfallablauf zu erwarten. Aus diesen Gründen hält die RSK die vorgesehenen Maßnahmen für ausreichend.

Um jedoch auch bei ungünstigen Störfallabläufen den Zeitpunkt der Entlüftung des Sicherheitsbehälters möglichst weit hinausschieben zu können, sollte als weitere, redundante Maßnahme zur Reduzierung der Wasserstoffkonzentration und damit zu einer weiteren Verminderung der Störfallauswirkungen ein Rekombinator verfügbar sein. Nach Ansicht der RSK sollte die Erprobung bis zum Ende des Jahres 1977 abgeschlossen sein.

6. Abgabe radioaktiver Stoffe

Die RSK hat die vom Gutachter durchgeführten Berechnungen zur Strahlenbelastung der Umgebung des Kernkraftwerkes Isar eingehend beraten und ist der Ansicht, daß die in der neuen Strahlenschutzverordnung genannten Dosisgrenzwerte eingehalten werden können. Sie nimmt dazu im einzelnen wie folgt Stellung:

Dem beantragten Abgabewert für Edelgase stimmt die RSK vorläufig zu. Sie hält jedoch ein Meßprogramm für erforderlich, in dem der Anteil kurzlebiger Gasnuklide, der über die Stopfbuchsabsauganlage abgegeben wird, genau ermittelt wird. Sie behält sich vor, nach Abschluß des Meßprogramms eine Reduzierung des Abgabewertes kurzlebiger Gasnuklide zu empfehlen sowie entsprechende Ertüchtigungsmaßnahmen zu fordern. Weiterhin hält die RSK die Angabe der erwarteten Abgabewerte nicht nur für langlebige, sondern auch für kurzlebige Aerosole für erforderlich. Bezüglich der Abgabe von Radiojod ist die RSK der Auffassung, daß die Jahresabgabe von J-131 0,5 Ci nicht überschreiten soll.

Im übrigen betrachtet sie für die Ableitung radioaktiver Abwässer folgende Abgabewerte als Stand der Technik und empfiehlt, sie vorläufig der Genehmigung zugrunde zu legen:

Abwasser ohne Tritium	5 Ci/a
Tritium	500 Ci/a.

7. Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß aufgrund der bisher durchgeführten Untersuchungen über die Beherrschung von Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung diese Störfälle mit Maßnahmen, wie sie im Rahmen des Sicherheitskonzeptes für das Kernkraftwerk Isar möglich sind, beherrscht werden können. Nach Abschluß der Untersuchungen wird die RSK endgültig Stellung nehmen.

8. Dichtheitsprüfungen der Kondensationskammer

In Erfüllung einer Auflage im Betriebsgutachten werden vom Hersteller Stellungsferngerber zur Überwachung der Position der Rückschlagklappen installiert. Zusätzlich sind nach jedem Öffnen der Kondensationskammer und nach jedem Brennelementwechsel Druckdifferenzprüfungen vorgesehen.

Die RSK hält diese Maßnahmen zur Überwachung der Dichtheit zwischen Druckkammer und Kondensationskammer für ausreichend.

9. Reaktorbetrieb

Die RSK hat in bezug auf die nukleare Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerks Isar das Inbetriebnahmeprogramm, die Betriebsorganisation und die Betriebsordnungen, die Fachkunde des Personals, das Brand- und Anlagenschutzkonzept und die Vorkehrungen für Wartungs- und Reparaturarbeiten im Hinblick auf den Strahlenschutz diskutiert. Die Beratungen ergaben keinen Anlaß zu Bedenken.

Weiterhin hat die RSK überprüft, ob Brennelemente im Lagerbecken oder das Lagerbecken selbst durch herabfallende Lasten, wie Brennelement-Transportbehälter, Reaktordruckbehälterdeckel oder Containmentabschluß beschädigt werden können. Dies wird, außer durch administrative Maßnahmen, zuverlässig verhindert durch eine Fahrbereichsverriegelung des Krans, die nur durch einen auf der Warte hinterlegten Schlüssel aufgehoben werden kann.

10. Schlußbemerkung

Weitere geringfügige Abweichungen von dem RSK-Leitlinien-Entwurf (Stand: März 1975) sind aufgrund der Überprüfung durch den Gutachter und nach Meinung der RSK tolerierbar.

Nach Ablauf der Inbetriebnahmephase und des kommerziellen Probetriebes wünscht die RSK über die bei der Inbetriebsetzung gemachten Erfahrungen unterrichtet zu werden.

Zu ihrer Information wünscht die RSK Berichte über den Reaktorbetrieb des Kernkraftwerks Isar. Diese Berichte sollen bis zur endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerks für Zeiträume von einem Jahr vorgelegt werden.

Unter den genannten Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb des Kernkraftwerks Isar.

BAZ Nr. 121 vom 5.7.1977

119.Sitzung am 15.12.1976

1. Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2) Standort und Sicherheitskonzept

Die Kernkraftwerk Philippsburg GmbH änderte im Jahre 1975 ihren ursprünglich gestellten Antrag auf Errichtung eines zweiten Kernkraftwerkblockes mit Siedewasserreaktor in einen Antrag auf Errichtung eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor ab. Dieses Kernkraftwerk soll mit einem KWU-Druckwasserreaktor ausgestattet werden, der eine thermische Leistung von 3765 MW hat. Die elektrische Nettoleistung beträgt 1281 MW.

Aufgrund ihrer Beratungsergebnisse empfiehlt die RSK dem Bundesminister des Innern, der Errichtung des Kernkraftwerks Philippsburg 2 (KKP 2) am vorgesehenen Standort zuzustimmen. Zu den nachstehend aufgeführten Punkten gibt sie folgende Stellungnahme ab:

1. Standort

Das Kernkraftwerk Philippsburg 2 soll am rechten Rheinufer zwischen den Flußkilometern 389 und 390 errichtet werden. Der Standort liegt in der Gemarkung Philippsburg auf der Rheinschanzinsel, die vom Rhein und einem Altrheinarm umflossen wird.

Die Rheinniederung wird in der Umgebung des Standortes von vielen Altrheinarmen und wasserführenden Gräben durchzogen und zum Teil von Auwald bedeckt. Die Grenze der Rheinniederung bilden auf beiden Seiten des Flusses 5 bis 7 m hohe Steilränder, deren Abstand vom Fluß 3 bis 5 km beträgt. Das Hochgestade geht in die an dieser Stelle etwa 40 km breite Oberrheinische Tiefebene über, die im Westen vom 500 m bis 700 m ü. NN

hohen Pfälzer Wald und im Osten vom bis zu 600 m ü. NN hohen Kraichgauer Hügelland begrenzt wird.

Am Standort ist derzeit ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (KKP 1) im Bau. Mit der ersten Kritikalität dieses Reaktors mit einer thermischen Leistung von 2575 MW ist in der ersten Hälfte des Jahres 1977 zu rechnen.

Die RSK legte ihren Beratungen die RSK-Leitlinien zur Standortbeurteilung, Juni 1975, zugrunde. Sie stellt dazu im einzelnen folgendes fest:

1.1 Verhältnisse am Standort

1.1.1 Bevölkerungsverteilung

Im Abstand bis zu 2 km vom Standort sind ca. 100 Bewohner von landwirtschaftlichen Gehöften angesiedelt. Innerhalb des 10 km-Umkreises liegen im Norden die Stadt Speyer mit ca. 44 700 Einwohnern und im Südwesten, in einer der Hauptwindrichtungen, Germersheim mit über 12 100 Einwohnern. Die Bevölkerungsdichte im Umkreis von 10 km um den Standort beträgt ca. 390 Einwohner/km² und im Umkreis von 20 km ca. 410 Einwohner/km². Diese Werte liegen deutlich über dem der mittleren Bevölkerungsdichte der Bundesrepublik Deutschland (ca. 240 Einwohner/km²).

1.1.2 Nutzung der Umgebung

Die landwirtschaftliche Nutzung der Kraftwerksumgebung und die Nahrungsmittelproduktion im Gebiet um den Standort sind vergleichsweise gering. Zu erwähnen sind der Anbau von Zuckerrüben, Tabakpflanzen und Spargel. Außerhalb des 10 km-Umkreises wird auch Wein angebaut. Die Entwicklung der Großviehhaltung, insbesondere der Haltung von Milchkühen, ist z.Z. rückläufig. Im Rhein wird in der Nähe des Kraftwerks z.Z. kein gewerblicher Fischfang betrieben, sondern nur Sportfischerei.

1.1.3 Verkehrswesen

Bundesstraßen führen in einem Abstand von mehr als 3 km am Standort vorbei. Die geringste Entfernung zu einer Bundesautobahn beträgt 10 km. Mehrgleisige Eisenbahnhauptlinien nähern sich dem Standort auf 5 km. Der Abstand zwischen der Fahrinne des Rheins und den sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden des Kernkraftwerks wird 600 m bis 650 m betragen. Der Gutachter bestätigte der RSK, daß damit die in der "Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierter Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände" des BMI vom August 1976 geforderten Sicherheitsabstände eingehalten werden. Weiterhin wird das vorgeschriebene Verhältnis von Entlastungsöffnungen zur Umschließungsfläche des Innenhofes eingehalten.

Der dem Kraftwerk nächstgelegene Flugplatz befindet sich in Speyer (mehr als 5 km). Hierbei handelt es sich um einen Werksflugplatz der VFW,

der hauptsächlich von Hubschraubern angefliegen wird. Der Standort liegt außerhalb der Einflugschneise. Weitere kleine Flugplätze in der Umgebung dienen Sport- und Segelfliegern. 6 km südlich des Standortes verläuft eine militärische Tiefflugschneise.

In Philippsburg endet eine Erdgasleitung (NW 100). Eine Pipeline (NW 200), die zu einem amerikanischen Tanklager führt, läuft am Ort Philippsburg vorbei.

1.1.4 Militärische Einrichtungen

Die RSK verweist die Beurteilung der gegenseitigen Beeinflussung des Kernkraftwerkes und etwa vorhandener militärischer Anlagen an die Genehmigungsbehörde.

1.1.5 Industrie und Gewerbe

Industrie, die eine Gefahr für das Kernkraftwerk darstellen könnte, ist derzeit in der Umgebung des Standortes nicht angesiedelt. Die RSK ist der Ansicht, daß die industrielle Entwicklung der Umgebung des Standortes durch die Existenz des Kernkraftwerkes nicht wesentlich beeinträchtigt werden darf. Sollten zu einem späteren Zeitpunkt in der Umgebung des Kernkraftwerkes Industrieanlagen errichtet werden, so sind mögliche äußere Einwirkungen, die von diesen ausgehen können, durch die Auslegung des Kernkraftwerkes gegen chemische Explosionen, Erdbeben und Flugzeugabsturz grundsätzlich abgedeckt. Die RSK empfiehlt jedoch, daß bei ggf. stattfindenden Genehmigungsverfahren für den Bau von Industrieanlagen jeweils die möglichen Wechselwirkungen mit dem Kernkraftwerk im einzelnen geprüft werden.

1.1.6 Meteorologische Verhältnisse

Der RSK wurde vom Gutachter bestätigt, daß die meteorologischen Berechnungen nach den neuesten Richtlinien durchgeführt wurden.

Bei KKP 1 sind Kühlturm und Abluftkamin auf einer Linie etwa in Hauptwindrichtung angeordnet. Außerdem sind Auswirkungen des Kühlturms von KKP 2 auf die Ausbreitungsverhältnisse am Abluftkamin von KKP 1 zu erwarten. Ergebnisse von Versuchen, die Aufschluß über die Turbulenzen geben, zeigten im ungünstigsten Fall eine Erhöhung der bodennahen Aktivitätskonzentrationen von 10 %. Die Erhöhung der bodennahen Konzentrationen durch wash-out (Kühlturmfahne) konnte bei diesen Versuchen nicht ermittelt werden. Die RSK hält weitere Untersuchungen oder Abschätzungen zum Einfluß des wash-out für erforderlich. Die Ergebnisse sind bei der endgültigen Genehmigung der Abgaben zu berücksichtigen.

1.1.7 Hydrologische Verhältnisse

Das Kernkraftwerk ist gegen das 200-jährige Hochwasser (ca. 100 m ü. NN) durch den Hochwasserdamm XXXIII geschützt, dessen Krone z.Z. auf 100,5 m ü. NN liegt. Da sich ein 100-jähriges Hochwasser nicht angeben läßt, empfiehlt die Wasser- und Schifffahrtsdirektion Mainz eine Höhe von 101,4 m ü. NN und einen Zuschlag für Wellenschlag und Windstand von 0,5 bis 1 m anzu-

nehmen. Damit wäre eine theoretisch ermittelte Dammhöhe von 101,9 m ü. NN bis 102,4 m ü. NN erforderlich. Der Gutachter hält das Erreichen eines derartigen Wasserstandes für unmöglich, da vorher weite Gebiete der Umgebung überflutet würden und der Fluß eine Breite annehmen würde, die eine solche Höhe des Wasserstandes ausschließt. Den Gutachtern werden vor Baubeginn Vorschläge unterbreitet, aus denen hervorgeht, wie Tore und Öffnungen an Gebäuden durch Dammbalken gegen den Eintritt von Wasser geschützt werden können. Unter den gegebenen Umständen hält die RSK ein Aufschütten des Hochwasserdamms nicht für erforderlich.

Das nächste Trinkwasserreservatsgebiet des Rhein-Neckar-Raumes, aus dem auch die Großstädte versorgt werden, liegt etwa 7 bis 11 km nördlich des Standortes. In geringerer Entfernung befinden sich nur kleinere Trinkwassergewinnungsanlagen.

1.1.8 Seismologische und geologische Verhältnisse

Alle im Zusammenhang mit den seismischen Verhältnissen des Oberrheingrabens stehenden Fragen hat die RSK ausgiebig mit dem zuständigen Gutachter der Genehmigungsbehörde erörtert. Sie schließt sich der Ansicht des Gutachters an, wonach der aseismischen Auslegung des Kernkraftwerks die maximale horizontale Bodenbeschleunigung von 210 cm/s^2 für das Sicherheitserdbeben zugrunde zu legen ist. Die RSK empfiehlt, den Wert für die maximale horizontale Bodenbeschleunigung für das Auslegungserdbeben auf 130 cm/s^2 festzusetzen. Der Gutachter hatte hierfür 170 cm/s^2 empfohlen, was im wesentlichen seinen Grund in der konsequenten Anwendung der KTA-Regel 2201.1 hat. Aufgrund ingenieurtechnischer und sicherheitstechnischer Überlegungen hält es die RSK jedoch für empfehlenswert, in diesem Punkt von der KTA-Regel abzuweichen. Der Gutachter hat bestätigt, daß aus seiner Sicht auch dem Wert 130 cm/s^2 grundsätzlich zugestimmt werden kann. Im übrigen sind die in der KTA-Regel enthaltenen Vorschriften anzuwenden.

Im Hinblick auf erforderliche Maßnahmen zur Vermeidung möglicher Bodenverflüssigung im Gründungsbereich aufgrund seismisch angeregter Erschütterungen ist die Angabe der Bodenbeschleunigung und der Dauer der Starkbewegungsphase erforderlich. Der Gutachter hielt es für angemessen, die Dauer der Starkbewegungsphase mit 6 s anzusetzen. Aufgrund sicherheitstechnischer Überlegungen empfiehlt der RSK jedoch, hiervon abweichend eine Dauer von 9 s vorzugeben, zumal der für die Beurteilung der Bodenverhältnisse zuständige Gutachter bestätigt hat, daß auch für diese längere Bebandauer die erforderlichen Bodenverdichtungen im Gründungsbereich möglich sind.

1.2 Strahlenexposition der Bevölkerung

1.2.1 Antragswerte

Dem beantragten Abgabewert für Edelgase aus dem Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP 1) stimmt die RSK vorläufig zu. Sie hält jedoch ein Meßprogramm für erforderlich, in dem der Anteil kurzlebiger Gasnuklide, der über die Stopfbuchabsauganlage abgegeben wird, genau ermittelt wird. Sie behält sich vor, nach Abschluß des Meßprogramms eine Reduzierung des Abgabewertes kurzlebiger Gasnuklide zu empfehlen sowie entsprechende Ertüchtigungsmaßnahmen zu fordern. Weiterhin hält die RSK die Angabe der erwarteten Abgabewerte

nicht nur für langlebige, sondern auch für kurzlebige Aerosole für erforderlich. Bezüglich der Abgabe von Radiojod ist die RSK der Auffassung, daß die Jahresabgaben von J-131 0,5 Ci nicht überschreiten sollen.

Im übrigen betrachtet sie für die Ableitung radioaktiver Abwässer folgende Abgabewerte als Stand der Technik und empfiehlt, sie vorläufig der Genehmigung zugrunde zu legen:

Abwasser ohne Tritium 5 Ci/a
Tritium 500 Ci/a

Die RSK hält es für notwendig, daß die Antragswerte (Abluft) für das Kernkraftwerk Philippsburg 2 wie folgt aufgeschlüsselt werden:

Edelgase
kurzlebige Aerosole
langlebige Aerosole ($T_{1/2} > 8d$)
kurzlebige Jod
langlebige Jod
Tritium.

Die RSK weist insbesondere darauf hin, daß die für die beantragten Abgabewerte der Edelgase angegebene Nuklidzusammensetzung (z.B. Anteil von Krypton 85) überprüft werden sollte.

Bei der Berechnung der Schilddrüsen-Dosis am Standort Philippsburg wurde für beide Blöcke im Gutachten angenommen, daß Jod zu 50% elementar vorliegt, die restlichen 50% als Methyljodid. Für KKP 1 hatte die RSK jedoch empfohlen, zunächst den Antragswert so festzulegen, daß er auch bei der Annahme, daß nur elementares Jod vorliegt, eingehalten werden kann. Die RSK ist dabei davon ausgegangen, daß bis zur Inbetriebnahme des zweiten Blockes an diesem Standort ein gemeinsamer Abluft- und Abwasserableitungsplan auf der Basis der neuesten Richtlinien erstellt werden muß.

Vom derzeitigen Antragswert bei beiden Blöcken 0,9 Ci/a J-131 entfallen nach Aussage des Gutachters 0,4 Ci/a auf die Weidezeit. Bei einem Anteil von 50% Methyljodid errechnete der Gutachter eine Schilddrüsendosis für Kleinkinder von 87 mrem/a. Für die spätere Aufteilung auf beide Blöcke ist ein Wert von 0,27 Ci/a für KKP 1 und von 0,13 Ci/a für KKP 2 genannt. Der Gutachter sagte aus, daß aufgrund der in der Bundesrepublik Deutschland erreichten Anlagenverbesserung diese Werte dann eingehalten werden können. Die RSK stellt fest, daß die genaue Festlegung der Abgabebedingungen zu gegebener Zeit in einem gemeinsamen Ableitungsplan für beide Blöcke erfolgen soll. Sie hält es für zweckmäßig, den Anfall und die Freisetzungswerte von J-131 bei KKP 1 während der ersten Betriebsjahre durch ein Meßprogramm genauer zu ermitteln, um eine endgültige Festlegung der Genehmigungswerte in einem gemeinsamen Ableitungsplan auf Erfahrungswerte abstützen zu können.

1.2.2 Abfahren der Anlage über die Sicherheitsventile des Sekundärkreises bei KKP 2

In ihren Empfehlungen hat die RSK wiederholt darauf hingewiesen, daß die durch Ansprechen der Sicherheitsventile im Sekundärkreis nach betriebsmäßig vorgesehenen Transienten (einschließlich Notstromfall) verursachten Abgaben radioaktiver Stoffe auf die genehmigten betrieblichen Abgaben anzurechnen sind, so daß die derzeit gültigen Dosisrichtwerte nicht überschritten

werden. Der Aktivitätsgehalt des Sekundärkreises ist so zu begrenzen, daß diese Forderung erfüllt werden kann.

2. Sicherheitskonzept

Das Kernkraftwerk Philippsburg 2 wird nach einem Sicherheitskonzept gebaut, das sich im Grundsatz bei den in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor bewährt hat.

Die RSK hat in einer Reihe von Sitzungen sowie in Sitzungen ihrer zuständigen Unterausschüsse gemeinsam mit Gutachtern und Genehmigungsbehörden über das Sicherheitskonzept für KWU-Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor, wie es für KKP 2 vorgesehen ist, beraten und dazu den Antragsteller angehört. Die Ergebnisse dieser Beratungen, denen die RSK ihre Leitlinien für Druckwasserreaktoren vom 24. April 1974 zugrunde legte, sind in der RSK-Empfehlung zu den "Sicherheitstechnischen Fragestellungen bei KWU-Druckwasserreaktoren" zusammengetragen. Auf diese Empfehlung wird hier verwiesen. (vgl. die nachfolgende Empfehlung).

3. Zusammenfassung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß aus ihrer Sicht keine Bedenken gegen die Errichtung des zweiten Kraftwerksblocks am gewählten Standort bestehen. Sie ist der Meinung, daß die Dosisrichtwerte auch beim Betrieb beider Kraftwerksblöcke und unter Berücksichtigung der Vorbelastung am Standort eingehalten werden können. Die Aufteilung der Abgaberraten kann endgültig in einem gemeinsamen Abluft- und Abwasserableitungsplan festgelegt werden. Hierbei können die Ergebnisse aus dem Meßprogramm zu KKP 1 berücksichtigt werden.

2. Sicherheitstechnische Fragestellungen bei KWU-Druckwasserreaktoren 1300 MWe Kernkraftwerke Biblis C, Hamm, Philippsburg 2, Vahnum

1. Kühlmittelverluststörfall

1.1 Beherrschung von Lecks im Boden des Reaktordruckbehälters

Bei Leckagen im Boden des Reaktordruckbehälters strömt unterkühlte Flüssigkeit aus, wodurch eine große Wassermenge, aber nur im geringen Maße Energie abgeführt wird. In dieser Zeit muß bei hohem Systemdruck, bei dem die Kernnotkühlsysteme noch nicht oder nur unzureichend wirksam sind, aufgrund längerer Trockenlegungszeiten mit eventuell unzulässig hohen Kerntemperaturen gerechnet werden, wenn keine zusätzlichen Gegenmaßnahmen eingeleitet werden.

Die RSK hält die Kernnotkühlsysteme für wirksam, Lecks im Boden des Reaktordruckbehälters (unterhalb der Kernoberkante) mit einer ausreichenden Zuverlässigkeit bis zu einer Größe von 30 cm^2 zu beherrschen. Oberhalb der Kernoberkante werden größere Leckquerschnitte beherrscht. Die RSK geht bei dieser Aussage davon aus, daß die vom Hersteller vorgelegten Ergebnisse vom Gutachter bestätigt werden können.

Durch die mittlerweile erreichte Verbesserung in der Druckbehältertechnologie, insbesondere durch die Aussagefähigkeit von Ultraschallprüfungen bei Wiederholungsprüfungen, sieht die RSK es nicht mehr als angemessen an, die in den RSK-Leitlinien erhobene Forderung aufrecht zu erhalten, wonach in allen Bereichen des Reaktordruckbehälters Lecks von mindestens 150 cm^2 beherrscht werden müssen. Das Auftreten eines Lecks im Boden des Reaktordruckbehälters in dieser Größenordnung wird für sehr unwahrscheinlich gehalten. Im Bereich unterhalb der Kernoberkante liegen keine spannungsmäßig gestörten Bereiche vor. Darüber hinaus tragen die strengen Maßstäbe, die bei der Auslegung, Werkstoffwahl, Konstruktion, Fertigung und Fertigungskontrolle angelegt werden, sowie die Wiederholungsprüfungen dazu bei, daß die Sicherheit des Reaktordruckbehälters auch im langzeitigen Betrieb gewährleistet ist und daher Vorschäden am Reaktordruckbehälter, die zu einer Leckgröße von mehr als 30 cm^2 führen könnten, rechtzeitig detektierbar sind.

Daher empfiehlt die RSK, hinsichtlich der Auslegung der Kernnotkühlsysteme sowie der Belastungen der Kerneinbauten und der Verankerung des Reaktordruckbehälters ein Leck von mindestens 30 cm^2 am Reaktordruckbehälter unterhalb der Kernoberkante zu unterstellen.

1.2 Verhinderung des Pumpenschwungradzerknalls

Die Umwälzpumpen des Primärkreises werden nicht mit Notstrom versorgt. Zur Verhinderung ihres spontanen Ausfalls bei Eigenbedarfstromausfall werden sie mit Schwungrädern (6 Mp) versehen, deren Drehenergie (115 kJ) die Pumpförderleistung so lange aufrecht erhält, bis der sich in den Kreisläufen einstellende Naturumlauf ausreicht, die Nachwärme aus dem Kern abzuführen.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall kommt es möglicherweise zu einem Hochlaufen der Hauptkühlmittelpumpen. Die Drehzahl kann dabei die Betriebsdrehzahl um ein Mehrfaches (ca. 400%) übersteigen, so daß die Schwungräder durch die auftretende Zentrifugalkraft zerstört werden könnten.

Zur Beherrschung dieses Störfalls wird der Schwungradsitz konisch ausgebildet. Die Passung des Schrumpfsitzes zwischen Schwungrad und Welle ist so ausgeführt, daß sich bei einer Drehzahl von 2400 Upm das Schwungrad infolge der Zentrifugalkraft von der Welle löst und in einem unmittelbar darunter liegenden Auffanglager aufsetzen und auf diesem gleichmäßig auslaufen kann. Diese Konstruktion ist im Versuch getestet worden. Die Ergebnisse stimmen mit den vorher ermittelten theoretischen Werten sehr gut überein.

Die RSK hat gegen diese Konstruktion keine Bedenken. Sie geht davon aus, daß vom Gutachter bestätigt werden kann, daß die Annahmen, die diesem Versuch zugrunde lagen, konservativ für jeden denkbaren Verlauf eines Kühlmittelverluststörfalls sind.

1.3 Nützlichkeit eines Gebäudesprühsystems zur Druckabsenkung und Spaltproduktauswaschung

Untersuchungen von LRA und IRS haben gezeigt, daß ein entsprechend ausgelegtes Gebäudesprühsystem (Sprühdichte ca. 1000 t/h) die Auswirkungen eines Kühlmittelverluststörfalles vermindern kann. Eine abschließende Entscheidung wird die RSK nach der Vorlage einer zusammenfassenden Beurteilung der "Nützlichkeit eines Gebäudesprühsystems" durch das IRS/LRA treffen. Die RSK hält es jedoch für notwendig, daß die Möglichkeit für die spätere Installation eines wirksamen Gebäudesprühsystems gewährleistet ist. Dies ist im Rahmen des vorliegenden Konzeptes möglich.

1.4 Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter

Um zu vermeiden, daß nach einem Kühlmittelverluststörfall örtlich überhöhte Wasserstoffkonzentrationen auftreten, hält die RSK Maßnahmen für erforderlich, die es langfristig gestatten, die H_2 -Konzentrationen in allen Räumen des Sicherheitsbehälters sicher unterhalb der Zündgrenze zu halten. Als Lösungsmöglichkeit bietet sich der Einbau eines Ventilationssystems zur verstärkten Durchmischung der Atmosphäre evtl. in Zusammenhang mit einem Rekombinationssystem an. Der Antragsteller hat bestätigt, daß Möglichkeiten auch zum nachträglichen Einbau derartiger Einrichtungen existieren. Aus diesem Grunde stellt die RSK eine Entscheidung darüber, welche der geschilderten Maßnahmen ergriffen werden soll, zurück, bis durch Versuche und Rechnungen, die sich derzeit in Vorbereitung befinden, eine fundierte Meinungsbildung zu diesem Problem möglich ist. Weiterhin ist die RSK der Meinung, daß die Wasserstoffbildung durch Zink-Korrosion unter den beim Störfall gegebenen Bedingungen keinen konzeptentscheidenden Beitrag liefert und ggf. durch den Einbau eines Rekombinators beherrscht werden kann. Der Nachweis, daß das im Sicherheitsbehälter vorhandene Zink einen vernachlässigbaren Beitrag leistet, ist im Falle des Verzichts auf einen Rekombinator vom Antragsteller vorzulegen.

2. Sekundärkreislauf

2.1.1 Frischdampfleitungsbruch und verwandte Störfälle mit gleichzeitigem Versagen der Dampferzeugerheizrohre

Bei einem Frischdampfleitungsbruch oder dem Offenbleiben eines sekundärseitigen Sicherheitsventils kann nach längerem Betrieb ein gleichzeitiges Versagen eines oder mehrerer Dampferzeugerheizrohre nicht ausgeschlossen werden. Dabei wird davon ausgegangen, daß im Dampferzeuger entweder durch die Drucktransiente oder auch nur durch die anstehende statische Druckdifferenz (160 bar) zwischen Sekundärkreis (Atmosphärendruck) und Primärkreis ein Teil der Heizrohre (ca. 10) infolge ihrer Vorschädigung versagen. Über die beschädigten Heizrohre tritt dann Primärkühlwasser auf die Sekundärseite und über das Leck in die Atmosphäre aus.

Im einzelnen sind folgende Störfälle von sicherheitstechnischer Bedeutung:

1. Frischdampfleitungsbruch zwischen Sicherheitsbehälter und Absperrarmatur oder Versagen des Formstücks (bestehend aus der Absperrarmatur, dem Sicherheitsventil und der Abblasestation) mit Folgeschäden im Dampferzeuger;

2. Offenbleiben eines Frischdampfsicherheitsventils oder der Abblasestation nach Ansprechen mit Folgeschäden im Dampferzeuger;
3. Frischdampfleitungsbruch hinter der Absperrarmatur mit zusätzlichem Versagen (Nichtschließen) der Absperrarmatur mit Folgeschäden im Dampferzeuger;

Es sind zwei Lösungen zur Beherrschung der oben genannten Störfälle diskutiert worden:

- a) Einbau einer kombinierten Sicherheits-Schnellschlußarmatur in die Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters;
- b) eine Alternativlösung, die aus folgenden Einzelmaßnahmen besteht:
 1. Die Integrität des Frischdampfrohrleitungsstücks zwischen Sicherheitsbehälter und außenliegender Absperrarmatur, einschließlich des kompakten außenliegenden Armaturenblocks (Schnellschlußventil, Abblase-Absperrventil, Absperrschieber und Sicherheitsventil), wird durch Auslegung, Konstruktion, Werkstoffwahl (Schmiedestahl 20 MnMoNi 5 5), Qualitätssicherung und Wiederholungsprüfungen gewährleistet;
 2. vor das Sicherheitsventil wird ein Absperrventil eingebaut, so daß bei Offenbleiben des Sicherheitsventils dieses abgeschiebert werden kann;
 3. die Abblasestation wird so ertüchtigt, daß sie eine Redundanz zum Sicherheitsventil darstellt;
 4. die Abblasekapazität des Sicherheitsventils wird so bemessen, daß es bei keinem Störfall (z.B. Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebstransienten) zu unerlaubtem Druckanstieg im Sekundär- bzw. Primärsystem kommt.

Bei der zweiten Lösung (b) hält die RSK Maßnahmen zur Beherrschung eines "Frischdampfleitungsbruchs mit zusätzlichem Versagen der Absperrarmaturen" hinter der äußeren Absperrarmatur aufgrund der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit für nicht erforderlich.

Die RSK hält jede der beiden Maßnahmen (a oder b) zur Beherrschung dieses Störfalles für ausreichend. Zu konstruktiven und verfahrenstechnischen Einzelheiten behält sie sich eine endgültige Stellungnahme vor. Sie ist aufgrund der bis jetzt vorgelegten Unterlagen davon überzeugt, daß detaillierte Untersuchungen die oben genannte positive Stellungnahme bestätigen werden.

2.1.2 Brüche von Einspeiseleitungen mit eingebauten Rückschlagklappen (insbesondere Speisewasserleitungsbruch)

Beim Bruch einer Speisewasserleitung erfolgt nach der Strömungsumkehr des Wassers und bei einem schnellen Schließen der Rückschlagarmatur eine stoßartige Belastung des zwischen der jeweiligen Rückschlagarmatur und dem Dampferzeuger liegenden Rohrleitungsstranges, die je nach Bruchart und Einbauart der Rückschlagarmaturen u.U. zu seiner Zerstörung führen kann.

Die RSK ist der Meinung, daß alle Rückschlagklappen im Kernkraftwerk, die im Normalbetrieb offen sind und bei einem Störfall sicher schließen müssen, zu

dämpfen sind, so daß die Belastungen auf die Rückschlagklappen, die Rohrleitungen und ihre Verankerungen sowie ggf. auf die Sicherheitsbehälterdurchführungen tolerierbar sind.

Für den Speisewasserleitungsbruch ist im übrigen beim Versagen einer Rückschlagklappe durch die strangweise getrennte Noteinspeisung gewährleistet, daß nicht alle Dampferzeuger leerlaufen, wodurch die Schadensfolgen sicher beherrscht werden.

2.2 Bemessung der Sicherheitsventile des Primär- und Sekundärkreislaufs

Bei der Beherrschung vieler Störfälle ist es zur Vermeidung eines erhöhten Drucklaufbaus nötig, daß bei einem bestimmten Druckniveau die Systeme über die Sicherheitsventile entlastet werden. Dabei ist darauf zu achten, daß ein unterlaubtes Öffnen der Ventile zu keinen größeren Störfallauswirkungen führt.

Die RSK bittet den Gutachter, die vom Hersteller vorgelegten Unterlagen zu überprüfen. Sie wird dann erneut dieses Problem beraten. Sie hält diese Frage nicht für konzeptentscheidend.

2.3 Folgeschäden, die durch Wellenbruch oder Entschaufelung der Turbine entstehen

Bei einem Wellenbruch oder einer Entschaufelung der Turbine können die herumgeschleuderten Turbinen-Bruchstücke zu einer Zerstörung sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile führen.

Die RSK empfiehlt daher, die Gebäudeanordnung bei allen jetzt zur Errichtung anstehenden Anlagen, auch bei Mehrblockanlagen, so zu wählen, daß die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht innerhalb der wahrscheinlichen Flugrichtung möglicher Turbinenbruchstücke (ca. ± 20 Grad senkrecht zur Turbinenachse) liegen.

3. Einwirkungen von außen

3.1 Spaltproduktfreisetzung durch Zerstörung des Reaktorhilfsanlagengebäudes

Ein Flugzeugabsturz auf das Reaktorhilfsanlagengebäude oder eine chemische Explosion kann zu seiner Zerstörung führen, wodurch radioaktive Spaltprodukte freigesetzt würden.

Aus diesem Grunde sind Komponenten, die miteinander solche Mengen von radioaktiven Stoffen enthalten, daß es bei ihrer Freisetzung zu einer unzulässigen Strahlenexposition käme, zu verbunkern oder in getrennten Räumen unterzubringen, um ihre gleichzeitige Zerstörung zu verhindern. Dieses Problem wird erneut beraten werden, wenn hierzu die in Arbeit befindliche deutsche Risiko-studie vorliegt.

3.2 Vergualmung der Notspeisediesel durch Brand

Bei einem Flugzeugabsturz kann es durch den auslaufenden Flugzeugtreibstoff zu einem Brand um das Notspeisegebäude kommen. Ist infolge des Flugzeugab-

sturzes auch das Maschinenhaus zerstört, so daß die Speisewassereinspeisung in die Dampferzeuger über die Speisewasserpumpen oder die An- und Abfahrpumpen ausgefallen ist, so muß die Anlage mit Hilfe des Notspeisesystems (Notspeisediesel) abgefahren und die Nachwärme abgeführt werden. Darum muß gewährleistet sein, daß den Dieselmotoren für ihren Betrieb der nötige Sauerstoff zugeführt wird. Das Notspeisesystem, das räumlich getrennt zum Speisewassersystem angeordnet ist, wird nur dann benötigt, wenn das betriebliche Speisewassersystem funktionsunfähig ist.

Der Hersteller zeigte aufgrund theoretischer Überlegungen, daß es möglich ist, durch Anordnung des Auspuffs unterhalb der Ansaugöffnung und durch Erhöhung der Austrittsgeschwindigkeit der Auspuffgase die Rauchbelastung der Ansaugluft im Falle eines Flächenbrandes so gering zu halten, daß ein störungsfreier Betrieb aller vier Dieselmotoren im Notspeisegebäude gewährleistet ist. Derzeit wird anhand eines Versuchsaufbaues im Maßstab 1:1 ein experimenteller Funktionsnachweis geführt.

Da die Wahrscheinlichkeit für einen Flugzeugabsturz mit teilweiser Zerstörung des Maschinenhauses durch Trümmereinwirkungen (Zerstörung der Komponenten, die betrieblich zur Einspeisung von Wasser in die Dampferzeuger benötigt werden) und zusätzlichem Flächenbrand um das Notspeisegebäude sehr gering ist, hält die RSK die oben angegebene Maßnahme für ausreichend. Sie geht davon aus, daß die Funktionstüchtigkeit experimentell bestätigt werden kann.

4. Auslegung von Komponenten

4.1 Klassifizierung und technische Anforderungen an Anlagenteile

Anlagenteile werden nach bestimmten sicherheitstechnischen Kriterien beurteilt:

- a) Mögliche Energiefreisetzung (Volumen, Druck, Temperatur);
- b) Höhe der Radioaktivität;
- c) Lage der Anlagenteile (z.B. im Sicherheitsbehälter);
- d) Auswirkungen auf das Primärsystem bei Versagen;
- e) Auswirkungen auf die Sicherheitseinrichtungen bei Versagen;
- f) sicherheitstechnische Bedeutung des Anlagenteils.

Durch diese Einteilung erhält man Anwendungsbereiche mit abgestufter sicherheitstechnischer Bedeutung für das Kernkraftwerk. Jedem Anwendungsbereich wird eine bestimmte Anforderungsstufe zugeordnet, in der die Anforderungen an Konstruktion, Werkstoffwahl, Qualitätssicherung und Wiederholungsprüfung festgelegt sind.

Insbesondere empfiehlt die RSK, Spannungen aus behinderter Wärmedehnung als Primärspannungen einzustufen. Nach Aussage des Herstellers ergeben sich aus dieser Forderung keine Konsequenzen für das Konzept.

Nach Auffassung der RSK ist unter dieser Voraussetzung die Frage der Klassifizierung und der technischen Anforderungen an Anlagenteile nicht konzept-

relevant. Die RSK wird Rahmenanforderungen erarbeiten, die in den Spezifikationen zu berücksichtigen sind.

4.2 Werkstoffwahl für Druckbehälter

Für Druckbehälter sollen höherfeste Stähle nicht mehr verwendet werden. Die hohe spezifische Beanspruchung der Wand kann im Versagensfall die Größe etwaiger Brüche ungünstig beeinflussen. Um einer solchen Auswirkung zu begegnen, müßte man bei großer spezifischer Beanspruchung hohe Anforderungen an die Zähigkeitseigenschaften stellen.

Die Sicherheit sollte vor allem durch Konstruktion und Auslegung gewährleistet werden. Ein Ausweichen auf einen übermäßig hohen Prüfaufwand kann hierfür kein Ersatz sein. Eine einwandfreie Verarbeitung von höherfesten Stählen ist zwar grundsätzlich erreichbar, jedoch ist die Notwendigkeit des hohen Überwachungsaufwands bei derart großen Komponenten nicht sehr günstig.

Die RSK hat sich zunächst mit den Reaktorsicherheitsbehältern aus Stahl befaßt und auf ihrer 116. Sitzung am 15. September 1976 eine Empfehlung verabschiedet.

Das Problem der Werkstoffwahl für andere Druckbehälter wird z.Z. noch beraten. Die Eignung der Werkstoffe für Druckbehälter kann nur durch kontinuierliche Verbesserung weiter optimiert werden.

Werkstoff und Fertigungsverfahren der Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen (Stahlguß oder Schmiedegehäuse) haben nach Aussage des Herstellers keinen Einfluß auf das Konzept.

4.3 Wiederholungsprüfungen an Druckbehältern, druckführenden Umschließungen und Dampferzeugerrohren

An die zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen sind besondere Anforderungen zu stellen, um das Versagen eines Bauteils aufgrund von Qualitätsmängeln sicher auszuschließen. Es ist anzustreben, die Größe der bisher nicht oder nur beschränkt prüfbar Bereiche weiter zu verkleinern und die Aussagefähigkeit der Prüfverfahren in Verbindung mit Werkstoffkennwerten zu erhöhen.

Die Möglichkeiten der zerstörungsfreien Prüfung der Dampferzeuger-Heizrohre reichen z.Z. noch nicht aus, um deren Fehlerhaftigkeit mit ausreichender Sicherheit feststellen zu können. Ergebnisse laufender Forschungsvorhaben lassen aber erwarten, daß eine wesentliche Verbesserung bisher angewendeter Prüfverfahren (Wirbelstromverfahren, elektrodynamische Verfahren) in absehbarer Zeit zu erreichen ist. Die RSK wird sich mit diesem Problem weiter befassen, da die wiederkehrenden Prüfungen nur durch kontinuierliche Verbesserungen weiter zu optimieren sind.

4.4 Versagen druckführender Umschließungen

Beim Versagen irgendeiner druckführenden Komponente innerhalb bzw. außerhalb des Sicherheitsbehälters dürfen keine schwerwiegenden Konsequenzen auftreten (Beschädigung des Primärsystems, Beschädigung des Sicherheitsbehälters, unzulässige Spaltproduktfreisetzung). Alle Druckbehälter mit großem

Energie- und Masseinhalt (wie Druckhalter, Druckspeicher, Dampferzeuger), die sich innerhalb des Sicherheitsbehälters befinden, sollen eine dem Reaktordruckbehälter entsprechende Qualität besitzen, da die Integrität der Behälter durch Konstruktion, Werkstoff und Qualitätssicherung gewährleistet sein muß. Schadensumfangsanalysen haben dazu gedient, die sicherheitstechnische Bedeutung einer Komponente zu bestimmen, um daraus den Umfang der jeweils erforderlichen Qualitätssicherungsmaßnahmen festlegen zu können.

Für die Behälter im Maschinenhaus wird vom Hersteller in einer Versagensanalyse nachgewiesen, daß deren Versagen zu keiner Zerstörung wichtiger sicherheitstechnischer Anlagenteile führt. Insbesondere kann für die Speisewasserbehälter dieser Anlagen festgestellt werden, daß der Druck auf ca. 3,6 bar abgesenkt ist und sie räumlich so angeordnet sind, daß bei einem Versagen (auch Rundabriß) keine sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten in der wahrscheinlichen Flugrichtung der Bruchstücke liegen. Die Belastungen durch die Druckwelle führen zu keiner Zerstörung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten. Die RSK geht davon aus, daß die Detailüberprüfung der vorgesehenen Maßnahmen diese Ergebnisse bestätigt.

Aufgrund der jetzt vorgesehenen Qualitätssicherungsmaßnahmen hält die RSK weitergehende Schadensanalysen nicht für notwendig.

4.5 Dichtigkeit des Sicherheitsbehälters

Die RSK hat sich im Zusammenhang mit der Dichtigkeit des Sicherheitsbehälters mit folgenden Problemen beschäftigt:

1. Der Nachweis der geforderten Dichtigkeit des Sicherheitsbehälters macht einen hohen Aufwand zum Erreichen der notwendigen Meßgenauigkeit erforderlich. Unter diesen Umständen stellt sich die Frage, ob die erzielten Meßergebnisse hinreichend reproduzierbar sind und einen ausreichenden Rückschluß auf die Leckrate bei Auslegungsbedingungen ermöglichen.
2. Die Dichtigkeit des Sicherheitsbehälters ist keine zeitlich konstante Größe. Daher muß geklärt werden, ob Art und Zeitpunkt der Leckratenprüfungen geeignet sind, um eine ausreichende Aussage über den Zustand der Anlage im Betrieb vor oder nach der jeweiligen Prüfung zu machen.
3. Die Zuverlässigkeit aller Systeme zur Gewährleistung der Dichtigkeit muß den Anforderungen an eine sicherheitstechnische Einrichtung entsprechen.

Nach eingehender Beratung dieser Frage kommt die RSK zu folgendem Ergebnis:

Eine der entscheidenden Einflußgrößen für die Meßgenauigkeit bei der Leckratenbestimmung und für die Reproduzierbarkeit ist die Höhe des Prüfdruckes. Die allgemeinen Erfahrungen bei Leckratenprüfungen wie auch die Ergebnisse der ersten Versuchsreihen des HDR-Forschungsprogrammes lassen erkennen, daß die Leckratenwerte bei den heute üblichen Prüfdrücken hinreichend reproduzierbar sind, wenn nur genügend lange nach Erreichen des Prüfdruckes gewartet wird, bis die Gasaufnahme oder -abgabe des Betons abgeschlossen ist. Daher sieht die RSK keinen Anlaß, eine Erhöhung des derzeit üblichen Prüfdruckes von $P_{ü}=0,5$ bar für die Wiederholungsprüfung zu fordern, zumal die Meßgenauigkeit - auch im internationalen Vergleich - ein hohes Niveau erreicht hat. Der Antragsteller hat jedoch bestätigt, daß im Zweifelsfalle auch eine Prüfung bei Auslegungsdruck möglich ist.

Das beobachtete Verhalten der Leckrate mit aufsteigendem bzw. fallendem Prüfdruck zeigt, daß die Beschreibung des Ausströmvorganges im Leck zwischen den beiden Extremen einer ausschließlich laminaren oder turbulenten Strömung zu suchen ist. Die Umrechnung der Leckrate beim Prüfdruck auf die Leckrate unter Auslegungsbedingungen kann daher mit hinreichender Sicherheit durch eine konservative Extrapolation entlang einer der beiden genannten Grenzfälle erfolgen.

Um die Aussagefähigkeit der Leckratenprüfungen sicherzustellen, wird die RSK zu gegebener Zeit eine Empfehlung zur Art und zum Zeitpunkt der Durchführung von Leckratenprüfungen abgeben.

Zur besseren Beurteilung der Dichtheit des Sicherheitsbehälters zwischen den Leckratenwiederholungsprüfungen sollte nach Ansicht der RSK ein Verfahren zur Grobleckratenbestimmung im Betrieb entwickelt werden. Die RSK erwartet hierzu einen Vorschlag des Antragstellers.

Zur Frage der Zuverlässigkeit der Systeme zur Gewährleistung der Dichtheit des Sicherheitsbehälters lag der RSK eine Unterlage des Antragstellers vor. Der Gutachter konnte jedoch auf der Basis dieser Unterlage zu keiner abschließenden Beurteilung kommen. Die RSK wird diese Frage daher weiter verfolgen, hält diese Frage jedoch nicht für konzeptentscheidend.

Die RSK behält sich vor, in Abhängigkeit von den noch ausstehenden Beratungen eine Erhöhung der den radiologischen Berechnungen zugrunde gelegten Leckrate zu fordern. Im übrigen geht sie davon aus, daß nachgewiesen wird, daß die integrale und nicht, wie vom Hersteller vorgesehen, die Nettoleckrate unterhalb der zulässigen Auslegungsleckrate liegt.

5. Spaltproduktrückhaltung

5.1 Verringerung radioaktiver Ableitungen im Normalbetrieb

Nach Ansicht der RSK sollte eine Bilanzierung und Überwachung der radioaktiven Ableitungen insbesondere über die kritischen Pfade auch außerhalb des Sicherheitsbehälters angestrebt werden. Zu diesem Zweck hält sie folgende Maßnahmen für geeignet:

1. Die Abwässer des Maschinenhauses sollten in einem gemeinsamen Sumpf gesammelt werden.
2. Eine Überwachung der Aktivität in den Stopfbuchsabsauganlagen ist erforderlich.
3. In allen Räumen des Maschinenhauses, in denen durch Leckagen eine erhöhte Aktivität der Raumluft auftreten kann, ist eine Raumluftüberwachung durchzuführen.
4. Das Maschinenhaus ist mit dekontaminierbaren Böden auszustatten.

Im übrigen ist die RSK der Ansicht, daß auch in Zukunft noch Maßnahmen zur weiteren Verringerung der radioaktiven Ableitungen möglich sind. Welche dieser Maßnahmen geeignet und notwendig sind, sollte anhand der Betriebserfahrungen aus laufenden Anlagen entschieden werden.

5.2 Probennahmeeinrichtungen für den Nachweis von Jod

Die Probennahmeeinrichtungen für den Nachweis von Jod sind bei langen Leitungswegen bis zur Meßstelle und bei der Verwendung von ungeeigneten Aktivkohleprobesammlern nur bedingt in der Lage, repräsentative Meßergebnisse zu liefern.

Die Auslegung der Probennahmeleitung erfolgt einheitlich mit einer maximalen Leitungslänge zwischen Kamin und Meßgerät von 5 m. Ferner werden Aktivkohlefilter statt Molekularsieben als Probensammler verwendet.

Die RSK hält die vorgesehenen Einrichtungen für geeignet, um eine repräsentative und vergleichbare Bestimmung der Jodableitung über den Kamin zu gewährleisten. Zur Sicherstellung sind jedoch Wiederholungsmessungen zur Überprüfung des verwendeten Schlauchfaktors erforderlich.

6. Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebstransienten

Analysen zum Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebstransienten, die vom Gutachter durchgeführt wurden, ergaben für das KKW Biblis, Block A, daß der 1,1-fache Auslegungsdruck des Primärsystems nicht überschritten wird.

Die Abblasekapazität der Ventile am Druckhalter geht empfindlich in den maximal erreichten Systemdruck ein. Da die Abblasekapazität in den darauf folgenden Anlagen geringer ist als im KKW Biblis, Block A, kann nach Aussage des Gutachters für diese Anlagen nicht ausgeschlossen werden, daß der 1,1-fache Auslegungsdruck des Primärsystems überschritten wird. Der Hersteller gibt jedoch an, daß nach eigenen Berechnungen der 1,1-fache Auslegungsdruck auch bei diesen Anlagen nicht erreicht werde. Diese Aussage ist vom Gutachter zu bestätigen.

Die RSK vertritt die Meinung, daß die bei diesem Druck auftretenden Belastungen zu keiner Schädigung des Primärsystems führen.

Zur Gewährleistung der langfristigen Unterkritikalität steht das Zusatzboriersystem zur Verfügung. Dieses kann gegen die bei Betriebsstörungen bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung auftretenden Drücke in den Hauptkühlkreis Borsäure einspeisen. Borkonzentration und Einspeiserate reichen für die langfristige Unterkritikalität aus.

Zusammenfassend ist die RSK der Meinung, daß aufgrund der vorgelegten Analyse auf ein diversitäres zweites Schnellabschaltsystem verzichtet werden kann.

7. Brennelementlager

7.1 Vergrößerung der Lagerkapazität und Verlängerung der Lagerzeiten von abgebrannten Brennelementen

Es ist vorgesehen, das Brennelementlager zu vergrößern, um eine größere Anzahl abgebrannter Brennelemente langfristig lagern zu können. Dadurch erhöht sich sowohl die integrale Nachwärmeproduktion, als auch das integrale Aktivitätsinventar.

Die RSK hat gegen eine Vergrößerung der Lagerkapazität der Brennelementbeken (11/3 Kernladung) keine grundsätzlichen sicherheitstechnischen Bedenken hinsichtlich nuklearer, mechanischer und wärmetechnischer Auslegung. Sie weist darauf hin, daß die Kapazität des Lagerbeckens nur soweit ausgenutzt werden darf, daß bei Bedarf alle Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter ausgelagert werden können. Bei Mehrblockanlagen sollte dieser Platz in jedem Block zur Verfügung stehen.

7.2 Beschädigung abgebrannter Brennelemente bei ihrer Handhabung

Bei der Brennelementhandhabung kann es zu einem Absturz eines Brennelementes kommen, der zur Beschädigung eines oder mehrerer Brennelemente führen kann. Dies kann hohe radioaktive Freisetzungen zur Folge haben.

Die RSK ist der Meinung, daß, unabhängig vom Umfang der Spaltproduktfreisetzung, Störfälle bei der Brennelementhandhabung durch konstruktive und verfahrenstechnische Maßnahmen, entsprechende Sicherheitszuschläge bei der Auslegung sowie regelmäßige Prüfungen äußerst unwahrscheinlich gemacht werden sollten. In diesem Fall hält sie es für gerechtfertigt, bei der Berechnung der radiologischen Belastungen durch freigesetztes Jod nur die Inhalationsdosis zu berücksichtigen. Unter dieser Voraussetzung hat der Gutachter ermittelt, daß die zu erwartenden Strahlenbelastungen durch einen solchen Störfall weit unterhalb der gültigen Dosisrichtwerte liegen.

Die RSK geht jedoch davon aus, daß der Absturz eines Brennelementtransportbehälters auf das Lagerbecken entweder durch die Auslegung beherrscht oder aber durch Verriegelungen und administrative Maßnahmen hinreichend unwahrscheinlich gemacht und in seinen Auswirkungen begrenzt wird.

7.3 Zerstörung eines Brennelementtransportbehälters beim Absturz

Bei der Handhabung des Brennelementtransportbehälters ist vom Hubgerüst eine maximale Fallhöhe von 21 m möglich. Da der Behälter jedoch nur für eine Fallhöhe von 9 m ausgelegt ist, kann es beim Absturz zu hohen Dosisbelastungen kommen.

Die RSK ist der Ansicht, daß die Brennelementtransportbehälter so auszulegen oder die Transportwege so zu gestalten sind, daß die Behälter einen Absturz aus der infrage kommenden Höhe ohne schwere Beschädigung überstehen, so daß es zu keiner Spaltproduktfreisetzung kommt. Die Lösung dieser Frage ist nicht konzeptrelevant.

7.4 Verknüpfung des Notkühlsystems mit dem Beckenkühlsystem

Zwischen zwei Strängen des Notkühlsystems und dem Beckenkühlsystem liegen teilweise rohrleitungsmäßige Verknüpfungen vor. Aus diesem Grund sind bei der Umschaltung von der Beckenkühlung auf das Notkühlsystem oder umgekehrt mehrere Armaturen zu betätigen.

Die Wahrscheinlichkeit für ein Versagen der Umschaltung von Beckenkühlung auf Notkühlung ist nach einer Zuverlässigkeitsanalyse des Herstellers sehr gering. Außerdem wurde gezeigt, daß selbst dann, wenn bei großem Leck in der Hauptkühlmittelleitung die Beckenkühlleitung offen bleiben sollte, aufgrund der

geodätischen Höhendifferenz - die Wasseroberkante im Brennelement-Becken liegt 13,50 m über Mitte Hauptkühlmitteleitung - nach erfolgtem "blow-down" kein Wasser in das Brennelement-Becken gefördert wird. Kleine und mittlere Lecks werden mit Hilfe der Sicherheitseinspeisepumpe beherrscht, deren Leitung keine Verbindung zur Beckenkühlleitung aufweist. Erst bei einem Druck von mehr als 10 bar wird vom ND-Einspeisesignal die Nachkühlpumpe eingeschaltet. Somit ist auch für kleine und mittlere Lecks bei offener Beckenkühlleitung kein nennenswerter Verlust von eingespeistem Borwasser möglich.

Die RSK hat aufgrund der oben genannten Aussagen keine Bedenken gegen die Verknüpfung des Beckenkühlsystems mit dem Notkühlsystem.

8. Strahlenbelastung bei Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten

Bei der baulichen Gestaltung eines Kernkraftwerks ist der Forderung Rechnung zu tragen, daß bei späteren Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten sowie bei Wiederholungsprüfungen die Strahlenbelastung des Personals äußerst gering bleibt. Insbesondere sind die ausreichende Zugänglichkeit der betreffenden Räume, Abschirmung der Transportwege sowie geeignete Bedingungen der Reinigungs- und Spülarbeiten an Behältern und Rohrleitungssystemen sicherzustellen. Bei der Überprüfung der vorgesehenen Maßnahmen sollte von einem nach langjährigem Betrieb zu erwartenden Strahlenpegel ausgegangen werden.

Die RSK hält das Konzept des KWU-Druckwasserreaktors im Hinblick auf die Strahlenbelastung bei Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten für ausgewogen; die gesamte Strahlenbelastung setzt sich aus vielen, etwa gleich großen Einzelbeiträgen zusammen. Die RSK hält daher größere konzeptändernde Maßnahmen nicht für notwendig. Sie ist jedoch der Meinung, daß durch ständige Verbesserung im Detail künftig eine weitere Reduzierung der Strahlenbelastung bei Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten möglich ist.

Im Hinblick auf die Auswechselbarkeit großer Primärkreiskomponenten (z.B. Dampferzeuger, Druckhalter und Hauptkühlmittelpumpen) hält die RSK es für sinnvoll, daß schon bei der Auslegung Vorkehrungen getroffen werden, soweit diese ohne erheblichen Mehraufwand möglich sind und sicherheitstechnischen Überlegungen (z.B. Wiederholungsprüfung) nicht entgegenstehen.

9. Berücksichtigung der endgültigen Stilllegung und der Abtragung von Kernkraftwerken in der Bauplanung

Die RSK hat in ihren Unterausschüssen über die Berücksichtigung der endgültigen Stilllegung und der Abtragung von Kernkraftwerken bei der Bauplanung beraten. Ziel der Beratungen war die Formulierung konkreter Anforderungen auf der Basis des heutigen Kenntnisstandes.

Es wird dabei darauf hingewiesen, daß einerseits die von Betreiberseite initiierten Untersuchungen auf wesentliche Fragestellungen wie: zu erwartende Strahlenpegel und Strahlendosen sowie zu entwickelnde Abbaumethoden und Abbauwerkzeuge zur Vermeidung hoher Dosen, nicht eingehen, und daß andererseits die Entwicklung konkreter Beseitigungsverfahren die Entscheidung der Behörden darüber voraussetzt, ob und ggf. unter welchen Randbedingungen Großkomponenten (z.B. RDB) in der Nähe eines Kraftwerkstandortes für lange Zeit gelagert werden dürfen. Die RSK ist in dieser Frage der Meinung, daß die bisherigen Beratungen gezeigt haben, daß die vernünftigste Alter-

native in einer Lagerung des gesamten Reaktordruckbehälters einschließlich schwach aktivierter Betonteile in der Nähe der Anlage unter entsprechenden Vorkehrungen besteht.

Zusammenfassend werden folgende Anforderungen formuliert:

1. Bei der Auslegung und Anordnung von Bauten, Komponenten und Systemen, insbesondere der im bestimmungsgemäßen Betrieb aktivierten und kontaminierten Anlagenteile, ist ihre Beseitigung nach einer endgültigen Stilllegung der Anlage zu berücksichtigen.
2. Die in Betracht zu ziehenden Anlagenteile sind so auszulegen und anzuordnen, daß im Fall ihrer Beseitigung der Zugang zu ihnen, ihre Dekontamination, ihr Abbau und ihr Transport in der Anlage bei einer Strahlenbelastung durchführbar sind, die auch unterhalb der jeweils zulässigen Werte so gering wie möglich ist.
3. Zu diesem Zweck sind mindestens folgende Maßnahmen erforderlich:
 - a) Es sind geeignete Anschlüsse zur Dekontamination an allen aktivierten Rohrleitungen vorzusehen.
 - b) Die Auswechselbarkeit großer und voraussichtlich stark aktivierter Komponenten muß möglich sein.
 - c) Bei der Gestaltung des inneren Teils des Biologischen Schildes muß den Erfordernissen einer Beseitigung mit geeigneten Maßnahmen (z.B. Sprengung) Rechnung getragen werden.
4. Die für die Stilllegung und Beseitigung der Anlage und ggf. für eine Reparatur oder einen Austausch von Komponenten geplanten und in der Auslegung berücksichtigten Maßnahmen sind darzulegen.
5. Es ist sicherzustellen, daß bei Errichtung und Betrieb der Anlage eine verbindliche Dokumentation über den Aufbau, die Abmessungen und die stoffliche Zusammensetzung aller Komponenten und Bauwerke, die im Betrieb aktiviert oder kontaminiert werden, angelegt und auf aktuellem Stand gehalten wird.

Durch die vorstehenden Anforderungen kann nach Meinung der RSK eine sicherheitstechnisch unbedenkliche Stilllegung und Beseitigung von Kernkraftwerken gewährleistet werden, wenn besondere Lagermöglichkeiten des Reaktordruckbehälters und von Betonschutt geschaffen werden.

10. Incore-Instrumentierung

Die Leistungsverteilung im Reaktorkern muß durch geeignete Meßeinrichtungen überwacht werden. Einzelfragen zu den Meßeinrichtungen, wie sie in KWU-Reaktoren verwendet werden, hält die RSK für nicht konzeptrelevant. Zu diesen Fragen zur Incore-Instrumentierung wird sie Stellung nehmen, nachdem eine gutachterliche Überprüfung einer Studie des Herstellers vorliegt.

11. Funktionstüchtigkeit der Nachkühlpumpen bei Atmosphärendruck im Sicherheitsbehälter

Es muß bei einem Kühlmittelverluststörfall gewährleistet sein, daß auch bei Atmosphärendruck im Sicherheitsbehälter die Nachkühlpumpen nach Umschalten auf den Sumpfbetrieb funktionstüchtig bleiben und nicht infolge Kavitation ausfallen.

Der Hersteller bestätigte der RSK, daß durch geeignete Maßnahmen ein kavitationsfreier Betrieb der Pumpen grundsätzlich möglich ist. Außerdem weist er darauf hin, daß die Funktionsfähigkeit der Pumpen durch eine sich kurzzeitig einstellende Kavitation nach Umschaltung auf Sumpfbetrieb nicht beeinträchtigt würde.

Die RSK ist der Auffassung, daß ein einwandfreier Nachkühlbetrieb bei Atmosphärendruck im Sicherheitsbehälter bei nur zwei zur Verfügung stehenden Nachkühlsträngen gewährleistet sein muß.

12. Absperrventil der Sumpfsaugleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters

Für die Sumpfsaugleitung zwischen Sicherheitsbehälter und außenliegender Absperrarmatur sieht die Auslegung des Herstellers eine Doppelrohrkonstruktion vor, um zu verhindern, daß bei einem Bruch der Sumpfsaugleitung während der Notkühlphase das Wasser aus dem Sumpf des Sicherheitsbehälters in den Ringraum fließt und dadurch die Notkühlung vollständig ausfällt.

Der Gutachter für das Kernkraftwerk Hamm (KKH) hält die vom Hersteller vorgestellte Konstruktion des Doppelrohres für technisch nicht zufriedenstellend und fordert deswegen bei KKH eine innenliegende Absperrarmatur in der Sumpfsaugleitung.

Die RSK hält die Forderung nach einer zweiten innenliegenden Absperrarmatur für sicherheitstechnisch nicht sinnvoll, insbesondere da die Sumpfsaugleitung nur geringen Belastungen unterworfen ist. Sie empfiehlt statt dessen ggf. die Doppelrohrkonstruktion zu ertüchtigen.

13. Notstandssystem

Die RSK hält ein Notstandssystem für erforderlich, das folgenden sicherheitstechnischen Anforderungen genügt:

1. Komponenten und Teilsysteme des Notstandssystems müssen durch bauliche Maßnahmen oder, wo dies nicht möglich ist (z.B. Nebenkühlwasserentnahmestellen oder Nebenkühlwasserkühltürme), durch räumlich getrennte Aufstellung gegen äußere Einwirkungen geschützt werden.
2. Durch eine konsequente Entkopplung des Notstandssystems von anderen Kernkraftwerkssystemen muß sichergestellt sein, daß die Funktion des Notstandssystems nicht durch Schäden in zerstörbaren Anlagebereichen beeinträchtigt werden kann. Dies gilt sowohl für verfahrenstechnische Systeme als auch für die Energieversorgung und das Reaktorschutzsystem.
3. Durch die Entkopplung muß darüber hinaus sichergestellt werden, daß Fremdeingriffe und Fehlbedienungen auf der Warte oder in anderen nicht beson-

ders geschützten Anlagebereichen nicht zu einer Beeinträchtigung der Funktion des Notstandssystems führen können.

4. An dem Notstandssystem dürfen weder aus betrieblichen Gründen noch zu Prüfzwecken Eingriffe vorgenommen werden, die, wenn sie im Notstandsfall nicht mehr zurückgenommen bzw. zu Ende geführt werden können, zu einer Beeinträchtigung der Abschaltung und der Nachwärmeabfuhr führen können.
5. Bei Funktionsuntüchtigkeit der Warte muß es möglich sein, die Anlage mit Hilfe des Notstandssystems abzufahren, ohne daß Reaktorschutzgrenzwerte überschritten werden, die zu einer automatischen Abschaltung des Reaktors führen. Die Anlage muß innerhalb von 10 Stunden durch Abblasen auf der Sekundärseite in einen Zustand gebracht werden können, der anschließende Nachwärmeabfuhr über das Notnachkühlsystem erlaubt. Während dieser Phase ist für das Notnachkühlsystem keine Redundanz erforderlich.

Bei der Diskussion des Notstandssystems mit dem Hersteller hat sich die RSK davon überzeugt, daß die oben aufgeführten Forderungen erfüllt werden können.

BAZ Nr. 121 vom 5.7.1977

120. Sitzung am 19.1.1977

1. Brennelementfertigungsanlage der Firma Exxon in Lingen

Die Firma Exxon Nuclear GmbH hat einen Antrag auf Errichtungs- und Betriebsgenehmigung für eine Brennelementfertigungsanlage in Lingen gestellt. Zweck der Anlage ist es, bis zu 5 Gew.-% angereichertes Uran, das als UF₆ geliefert wird, in UO₂ umzuwandeln, zu Pellets zu pressen, zu sintern und diese Pellets zu Brennelementen zu verarbeiten. In einer ersten Ausbaustufe soll auf die Konversion und die Pelletfertigung verzichtet werden. Statt dessen werden zunächst die fertigen Pellets aus den USA angeliefert und in der Anlage weiterverarbeitet. Die RSK geht jedoch bei ihrer Stellungnahme von dem beantragten Ausbau der Anlage aus.

Der Standort der Anlage liegt ca. vier Kilometer südlich des Zentrums der Stadt Lingen. Er wurde vom Gutachter u.a. anhand der Bewertungsdaten des Bundesministers des Innern für Kernkraftwerksstandorte beurteilt. Danach ergibt sich, daß der Standort insgesamt gut geeignet ist für die Errichtung einer solchen Anlage, zumal ihr radiologisches Gefährdungspotential sehr gering ist.

Die Auslegung der Anlage erfolgt derart, daß eine maximale Abgabe über den Kamin von 1 g Uran pro Jahr bei Normalbetrieb nicht überschritten wird. Die daraus resultierende Strahlenbelastung an der Geländegrenze beträgt 10 μ rem in 50 Jahren. Die RSK hält diesen Wert für vernachlässigbar.

Eine Abgabe von uranhaltigen Abwässern ist nicht vorgesehen. Derartige Abwässer werden über doppelwandige Rohrleitungen einem Verdampfer bzw. einer gesonderten Abwasseraufbereitungsanlage zugeführt und rezykliert. Die Ver-

dampfungsrückstände werden entsprechend den behördlichen Vorschriften der Endlagerung zugeführt.

Der Gutachter hat in seiner Störfallbetrachtung das Versagen von Anlagenteilen, Störfälle durch äußere Einwirkungen, Handhabungsstörfälle, Explosionen und Brände sowie den Kritikalitätsstörfall untersucht. Die RSK betrachtet den letztgenannten Fall als Auslegungsstörfall hinsichtlich der radiologischen Belastung. Der Gutachter bestätigte, daß die hierbei zu erwartenden Dosisbelastungen weit unter den gültigen Planungsrichtwerten liegen.

Die RSK hat keine Bedenken gegen den Standort und das Konzept der Brennelementfertigungsanlage und empfiehlt dem Bundesminister des Innern, der Erteilung der 1. Teilerrichtungsgenehmigung zuzustimmen.

Die RSK weist im übrigen darauf hin, daß sie die Sicherheit der beantragten Anlage nur im Hinblick auf das radiologische Gefährdungspotential beurteilt. Die Auslegung der Anlage gegen chemisch-toxische Gefährdung ist kein Beratungsthema der RSK.

BAZ Nr.124 vom 8.7.1977

121.Sitzung am 16.2.1977

1. Kernkraftwerk Hamm Standort und Sicherheitskonzept

Im Jahre 1975 stellte die Kernkraft Hamm (KKH) GmbH den Antrag auf Errichtung eines Kernkraftwerks, das mit einem 1300 MWe-KWU-Druckwasserreaktor ausgestattet werden soll. Der Reaktor hat eine thermische Leistung von 3765 MW.

Die RSK beriet zu Fragen des Standorts und des Sicherheitskonzepts des KKH. Der Ausschuß "Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen" bei der SSK behandelte die Fragen der Strahlenexposition der Bevölkerung in der Standortumgebung.

Zu den Beratungen lagen folgende Gutachten vor:

- Kernkraftwerk Hamm, Sicherheitsgutachten SG 1/1, Standort, RW TÜV, Juli 1976;
- Kernkraftwerk Hamm, Sicherheitsgutachten SG 1/2, Konzept, RW TÜV, Juli 1977;
- Gutachten über die Belastbarkeit der Lippe und der westdeutschen Kanäle mit radioaktiven Abfallstoffen aus den Kernkraftwerken (Thorium-Hochtemperatur- und Leichtwasserreaktor) der Vereinigten Elektrizitätswerke Westfalen AG am Standort Hamm, Bayerische Biologische Versuchsanstalt, Oktober 1976;

- Gutachten über die Auswirkungen radioaktiver Ableitungen aus dem Kernkraftwerk Hamm (KKH) mit Druckwasserreaktor 1300 MWe auf den Menschen durch Ingestion aus landwirtschaftlichen Produkten sowie durch Inhalation und externer Bestrahlung, Cröbmann, Feldmann, Oktober 1976;
- Ergänzungsgutachten, Kernkraftwerk Hamm: Zusammenfassung der radiologischen Gutachten zum Standort und ergänzende gutachtliche Aussagen zum Standort, RW TÜV, Januar 1977;
- Kernkraftwerk Hamm: Ergänzende Stellungnahme, Bayerische Biologische Versuchsanstalt, Januar 1977.

Aufgrund der Beratungsergebnisse wird dem Bundesminister des Innern empfohlen, der Errichtung von KKH am vorgesehenen Standort zuzustimmen.

Zu den nachstehend aufgeführten Punkten nimmt die RSK wie folgt Stellung:

1. Standort

KKH soll auf dem Gelände des "Kraftwerkes Westfalen der VEW" in der Gemarkung Uentrop-Schmehausen, die seit 1975 zur Stadt Hamm gehört, errichtet werden.

Auf dem ca. 116 ha großen Gelände befinden sich drei fossilbeheizte Kraftwerksblöcke mit einer Gesamtbruttoleistung von 672 MW. Ein Kernkraftwerk, der 300 MW Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR-300), ist noch im Bau.

Der Standort und seine nähere Umgebung sind vornehmlich eben. Dieser Teil der Lippeniederung wird überwiegend von Wiesen, Weiden und einzelnen kleinen Waldstücken bedeckt und liegt auf einer Höhe von etwa 70 m ü. NN. Größere Erhebungen sind der Brunsberg (125 m ü. NN.) etwa 5 km nordnordöstlich und die Beckumer Berge (bis 160 m ü. NN) etwa 9 km nordöstlich. Das anschließende Gelände steigt nach Süden zum 25 km entfernten Arnsberger Wald auf etwa 300 m an.

Der Standort der Kernkraftwerke wird im Nordwesten durch die Bundesautobahn E 73 Oberhausen-Hannover, im Nordosten durch die Landstraße 1. Ordnung Nr. 736 und im Südwesten von der Linie der projektierten Verlängerung des Datteln-Hamm-Kanals begrenzt. Im Südosten geht das Gelände in die Wiesen und Weiden der Lippeniederung über.

Den Beratungen wurden die RSK-Leitlinien zur Standortbeurteilung, Juni 1975, zugrunde gelegt. Dazu wird im einzelnen folgendes festgestellt:

1.1 Verhältnisse am Standort

1.1.1 Bevölkerungsverteilung

Die Umgebung des Kraftwerks ist vornehmlich ein ländliches Gebiet. Die ersten größeren Städte liegen in einer Entfernung von etwa 10 km. Es sind dies Hamm (ca. 83 000 Einwohner), Ahlen (ca. 51 000 Einwohner) und Beckum (ca. 28 000 Einwohner).

Größere Menschenansammlungen (maximale geschätzte Personenzahl mehr als 1000), die sich nur vorübergehend an einem Ort aufhalten, sind in einem Umkreis von 5 km um den Standort in der Firma Dupont, auf den Sportplätzen

in Hamm-Uentrop, Welwer-Eilmsen, Welwer-Norddinker und auf einem Campingplatz zu erwarten.

Die mittlere Bevölkerungsdichte in der Umgebung des Kernkraftwerks ist im Vergleich zu den Verhältnissen an anderen in der Bundesrepublik Deutschland genehmigten Kernkraftwerksstandorten im Bereich bis 5 km als günstig zu bezeichnen; für Bereiche von mehr als 5 km weist der Standort keine Besonderheiten auf. Im Fernbereich (mehr als 40 km) liegen die Städte Dortmund, Münster, Hagen und Bochum.

1.1.2 Nutzung der Umgebung und umliegender Gewässer

Die Umgebung des Standortes wird überwiegend land- und forstwirtschaftlich genutzt.

In der Lippe wird derzeit kein gewerblicher Fischfang betrieben. Von Sportfischern wird in Standortnähe ca. 1 t Fisch pro Jahr gefangen.

1.1.3 Verkehrswesen

Das Kraftwerksgelände ist über die zu den schon vorhandenen Anlagen führenden Straßen an das öffentliche Verkehrsnetz angebunden. Neben Zufahrtsstraßen sind ein Gleisanschluß und ein werkseigener Hafen am Datteln-Hamm-Kanal vorhanden. Im Nordwesten führt die Bundesautobahn E 73 Oberhausen-Hannover in einer Entfernung von ca. 1,2 km am Standort vorbei.

Der Gutachter bestätigte der RSK, daß die in der "Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierter Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände" des Bundesministers des Innern vom August 1976 geforderten Sicherheitsabstände eingehalten werden.

Das geplante Kernkraftwerk liegt unterhalb des Sektors C des militärischen Flug-Nahverkehrsbereiches Gütersloh, unterhalb des militärischen Tiefflugsystems, das in einer Minimalhöhe von ca. 150 m über Grund befliegen wird und unterhalb einer in Ost-West-Richtung verlaufenden militärischen Nachttiefflugstrecke, die in einer Höhe von ca. 730 m ü. NN. befliegen wird. Nach Ansicht der RSK ergibt sich hieraus jedoch keine größere Gefährdung der Umgebung als an anderen Standorten, da das Kernkraftwerk Hamm gegen den Absturz schnellfliegender Militärmaschinen ausgelegt wird.

Der Gutachter bestätigte, daß die gegenseitige Beeinflussung des KKH und anderer, auf dem Gelände befindlicher Anlagen bei der Begutachtung der "Einwirkungen von außen" berücksichtigt wurden.

1.1.4 Gewerbe und Industrie

Der RSK lag eine Aufstellung der Gewerbebetriebe im 10-km-Umkreis um den Standort vor. Danach ist in der Umgebung des Standortes kein Industriebetrieb angesiedelt, der eine Gefahr für das Kernkraftwerk darstellen könnte.

Die RSK ist der Ansicht, daß die industrielle Entwicklung der Umgebung des Standortes durch die Existenz des Kernkraftwerkes nicht wesentlich beeinträchtigt werden darf. Sollten zu einem späteren Zeitpunkt in der Umgebung

1.1.7 Geologische und seismologische Verhältnisse

Der Standort gehört erdbebengeographisch zum Norddeutschen Tiefland, einer seismotektonischen Gebietseinheit, die als erdbebenarm zu bezeichnen ist. Die RSK stellt fest, daß evtl. dennoch zu erwartende Belastungen durch Erdbeben bei der Auslegung des Kernkraftwerkes berücksichtigt werden.

Bergbaulich bedingte Seismizität in der näheren und weiteren Umgebung des Standortes führt nach Aussage des Gutachters zu geringeren Belastungen als die natürlichen Erdbeben, gegen deren Auswirkungen die Anlage geschützt ist.

1.2 Strahlenexposition der Bevölkerung

1.2.1 Antragswerte

Es wird festgestellt, daß mit den vorliegenden Antragswerten die Dosisgrenzwerte nach § 45 (StrlSchV) eingehalten werden können. Dabei wurde bei der Berechnung der Schilddrüsendosis konservativ angenommen, daß Jod zu 100% elementar vorliegt.

Die Nuklidzusammensetzung des über den Kamin abgegebenen Jods ist hinsichtlich der kurzlebigen Anteile zu überprüfen. Es wird davon ausgegangen, daß Nachrechnungen durchgeführt werden, deren Ergebnisse bei einer endgültigen Festlegung der Abgabewerte berücksichtigt werden können.

1.2.2 Abfahren des KKH über die Sicherheitsventile des Sekundärkreises

Der Gutachter bestätigte, daß die zulässigen Dosisgrenzwerte (§ 45 StrlSchV) auch bei Anrechnung der beim Notstromfall verursachten Abgabe radioaktiver Stoffe auf die betrieblichen Abgaben eingehalten werden.

2. Sicherheitskonzept

KKH wird nach einem Sicherheitskonzept gebaut, das sich im Grundsatz bei den in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor bewährt hat.

Die RSK hat in einer Reihe von Sitzungen sowie in Sitzungen ihrer zuständigen Unterausschüsse gemeinsam mit Gutachtern und Genehmigungsbehörden über das Sicherheitskonzept für KWU-Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor, wie es für KKH vorgesehen ist, beraten und dazu den Antragsteller angehört. Die Ergebnisse dieser Beratungen, denen die RSK ihre Leitlinien für Druckwasserreaktoren vom 24. April 1974 zugrunde legte, sind in der RSK-Empfehlung zu den "Sicherheitstechnischen Fragestellungen bei KWU-Druckwasserreaktoren" (vgl. 119. Sitzung am 15.12.1976)⁺⁾ zusammengetragen. Auf diese Empfehlung wird hier verwiesen.

Darüber hinaus beriet die RSK über die Nebenkühlwasserversorgung des Kernkraftwerkes. Im Unterschied zu den bisher angeführten KWU-4-Loop-Anlagen wird das Nebenkühlwasser standortbedingt über Zellenkühltürme rückgekühlt. Als Wasserspender stehen die Lippe, deren Wasserführung im Vergleich zu Vor-

⁺⁾ vgl. S. I-228 ff.

flutern bisher genehmigter Kernkraftwerke gering ist, und der Datteln-Hamm-Kanal zur Verfügung.

Nach Aussage des Gutachters ist die Nachwärmeabfuhr aus dem Kernkraftwerk auch bei Unterstellung sehr unwahrscheinlicher Störfälle gesichert. Die RSK stellt fest, daß die Nebenkühlwasserversorgung des Kernkraftwerks Hamm gegenüber dem bei 1300 MWe-Druckwasserreaktoren bisher üblichen Konzept keine Nachteile aufweist.

3. Schlußbemerkung

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß aus ihrer Sicht keine Bedenken gegen die Errichtung des zweiten Kernkraftwerks am gewählten Standort bestehen. Die Dosisgrenzwerte können auch beim Betrieb beider Kernkraftwerksblöcke und unter Berücksichtigung der Vorbelastung am Standort eingehalten werden. Die Aufteilung der Abgaberaten kann endgültig in einem gemeinsamen Abluft- und Abwasserablenkungsplan festgelegt werden.

2. 300-MWe-THTR-Prototypkernkraftwerk (THTR-300) Notkühlsystem

Das Notkühlsystem bzw. Nachwärmeabfuhrsystem des 300-MWe-THTR-Prototypkernkraftwerkes (THTR-300) ist in mehreren Sitzungen der RSK und ihrer UA HOCHTEMPERATURREAKTOREN und NOTKÜHLUNG behandelt worden.

Der Hersteller hat die Zuverlässigkeit des Systems durch verschiedene Er-tüchtigungen verbessert, z.B. durch

- a) Installation eines 4. Notstromdieselaggregates,
- b) höherwertige Auslegung der Meßwerterfassung,
- c) häufigere und umfangreichere Prüfungen,
- d) Änderung der Notkühlprozedur durch automatische Umschaltung auf den "offenen Kreis" bei Ausfall der Kühlung im geschlossenen Kreis.

Hinzu kommt, daß die hohe Wärmekapazität der Reaktoreinbauten eine ca. dreistündige Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr ohne Zerstörung der Primärkreisumschließung und der für eine Wiederaufnahme der Nachwärmeabfuhr notwendigen Komponenten erlaubt.

Die RSK geht davon aus, daß beim totalen Ausfall des automatischen Notkühl-systems durch Notmaßnahmen innerhalb der für die Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr zulässigen Zeit eine ausreichend dimensionierte Mindestnotkühl-kette in Betrieb genommen werden kann. Dazu ist u.a. nachzuweisen, daß nach dieser Zeit die Gebläse wieder angefahren und in Betrieb gehalten werden können. Es sind Methoden zu einer Störfallerfassung und -identifizierung zu entwickeln und für die einzelnen Störfälle Ablaufpläne für die durchzu-

führenden Notmaßnahmen aufzustellen. Das Betriebspersonal ist in geeigneter Weise mit den Notmaßnahmen vertraut zu machen.

Die Durchführung von Notmaßnahmen bei einer Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr mit den installierten automatischen Systemen trägt dem Umstand Rechnung, daß das Notkühlsystem des THTR-300 aus nur zwei unabhängigen Teilsystemen besteht und daß einige Komponenten des Betriebssystems für die Wärmeabfuhr mitbenutzt werden.

Die RSK ist der Ansicht, daß die geforderten Nachweise erbracht werden können, und daß die rechtzeitige Durchführung der Notmaßnahmen im Bedarfsfall realisierbar ist. Die noch ausstehenden Detailnachweise sollen vom Gutachter geprüft werden; die RSK bittet vor der Inbetriebnahme des THTR-300 um einen Bericht über das Ergebnis dieser Prüfungen und über die Abnahme- und Funktionsprüfungen. Die RSK hat unter diesen Voraussetzungen keine Bedenken gegen die Ausführung des Notkühlsystems des THTR-300.

122.Sitzung am 16.3.1977

1. Stellungnahme - vom Bundesminister des Innern der Presse übergeben - zum Urteilsspruch des Verwaltungsgerichts Freiburg in Sachen Kernkraftwerk Süd (Wyhl)
-

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), die den Bundesminister des Innern in Fragen der Reaktorsicherheit berät, hat sich in ihrer monatlichen Routine-sitzung am 16.3.1977 u.a. auch mit den mündlich bekanntgegebenen Gründen des Urteils des Verwaltungsgerichts Freiburg vom 14.3.1977 zum Kernkraftwerk Wyhl befaßt. Zur Frage der Notwendigkeit zur Vorsorge gegen das Bersten des Reaktordruckbehälters nimmt die Reaktor-Sicherheitskommission wie folgt Stellung:

Das Verwaltungsgericht Freiburg stellte in seinem Urteil vom 14.3.1977 zur Aufhebung der 1. Teilerrichtungsgenehmigung für das Kernkraftwerk Süd (Wyhl) fest, daß auch Vorsorge gegen das Bersten des Reaktordruckbehälters getroffen werden müsse und daß dies nur durch den Bau einer Berstsicherung geschehen könne.

In Übereinstimmung mit dem Verwaltungsgericht vertritt die RSK die Auffassung, daß selbstverständlich auch Vorsorge gegen das Bersten des Reaktordruckbehälters getroffen werden muß. Im Gegensatz zum Verwaltungsgericht kann aber die RSK die Meinung nicht teilen, daß dies nur durch den Bau einer Berstsicherung geschehen könne.

Seit der technischen Diskussion über die Sicherheitsanforderungen an das geplante Kernkraftwerk BASF auf dem Werksgelände in Ludwigshafen im Jahre 1970 sind verschiedene Wege zu einer weiteren Verbesserung des Sicherheitskonzeptes beschritten worden. Einer davon war die Entwicklung eines Berstschutzes

122. Sitzung

aus Stahlbeton, ein anderer die weitere Verbesserung der Qualität des Reaktordruckbehälters sowie der Qualitätssicherungs- und Wiederholungsprüfungen. Hierzu ist festzustellen, daß nach den physikalischen Gesetzmäßigkeiten ein Bersten des Reaktordruckbehälters, das zum Durchschlagen der Sicherheits-hülle führt, erst ab einer gewissen Größe vorhandener Fehler eintreten kann. Durch die inzwischen erreichte Qualität der betrieblichen Wiederholungsprüfungen, einschließlich Druckproben, werden aber solche Fehler mit Sicherheit festgestellt, bevor sie zu katastrophalen Folgen führen können. Aus diesen Gründen wird ein derartiges Bersten des Reaktordruckbehälters ausgeschlossen. Die RSK hält deshalb in Übereinstimmung mit den Fachleuten des In- und Auslandes einen Berstschutz nicht für erforderlich.

Abgesehen davon, hat die RSK im Rahmen ihrer Beratungen zum Konzept eines berstgeschützten Reaktors ein abschließendes Urteil über die Größe des durch einen Berstschutz realisierbaren Sicherheitsgewinns - unter Berücksichtigung des inzwischen nachgewiesenen hohen Standes der Druckbehälter-technologie - im Vergleich zu möglichen sicherheitstechnischen Nachteilen für die Reaktoranlage noch nicht abgegeben. Eine diesbezügliche detaillierte Überprüfung wäre Gegenstand einer weiterführenden Beratung zur Errichtung des geplanten Kernkraftwerks BASF gewesen, die sich nach Zurücknahme des Antrages der BASF AG jedoch erübrigt hat.

123.Sitzung am 20.4.1977
124.Sitzung am 18.5.1977

In diesen Sitzungen wurden keine Empfehlungen verabschiedet.

BAZ Nr. 60 vom 30.3.1978

125. Sitzung am 22.6.1977

1. Kernkraftwerk Obrigheim 1
Errichtung eines Notstandssystems und externen Brennelementlagers

Zusammenfassung

Die Kernkraftwerk Obrigheim (KWO) GmbH hat den Antrag für den Bau und den Betrieb eines Notstandssystems und eines externen Brennelementlagerbeckens gestellt. Für beide wird ein gegen Einwirkungen von außen ausgelegtes Notstandsgebäude errichtet, das zwischen dem Reaktor- und Reaktorhilfsanlagengebäude angeordnet ist.

125. Sitzung

Die RSK ist der Meinung, daß die vom Betreiber vorgeschlagene Errichtung eines Notstandssystems eine sicherheitstechnische Verbesserung der Anlage darstellt. Gegen das vorgelegte Konzept hat sie keine Bedenken. Sie bittet, darauf zu achten, daß die Sicherheit der Anlage KW0 1 bei der Errichtung, der Prüfung und der Einbindung des Notstandssystems nicht herabgesetzt wird.

Gegen das vorgelegte Konzept für den Bau eines externen Brennelementlagerbeckens im Notstandsgebäude hat die RSK keine sicherheitstechnischen Bedenken.

Im einzelnen wird dazu folgendes festgestellt:

1. Notstandssystem

1.1 Aufgabe des Notstandssystems

Das Notstandssystem dient - zusammen mit der Notnachkühlkette - als zusätzliche Einrichtung zur Nachwärmeabfuhr bei Zerstörung wichtiger Anlagenteile außerhalb des Reaktorgebäudes und des Abfallagers durch äußere Einwirkungen sowie Einwirkungen Dritter.

Es wird vorausgesetzt, daß der Primärkreis, einschließlich Dampferzeuger, im wesentlichen intakt und das Sicherheitseinspeisesystem bei solchen Störungen funktionsfähig bleibt. Zusätzlich zu den vorhandenen Systemen gewährleistet das Notstandssystem bei obigen Annahmen die Unterkritikalität des Reaktors und eine automatische Abführung der Nachzerfallswärme über einen Zeitraum von 10 Stunden ohne Eingriff des Betriebspersonals. Der Primärkreis kann von der Notwarte aus abgefahren, nachgekühlt und überwacht werden. Der Notstandsfall wird bei allen Betriebszuständen beherrscht, d.h. auch bei drucklosem Primärkreis und abgesenktem Niveau und beim Brennelementwechsel; in diesem Falle sind Handeingriffe notwendig.

1.2 Aufbau des Notstandssystems

Das Notstandsspeisesystem ist zweisträngig aufgebaut. Jeder Strang besteht im wesentlichen aus zwei Deionatvorratsbecken, einer Notspeisepumpe sowie einem Generator mit gemeinsamem Dieselantrieb und den zugehörigen Armaturen und Rohrleitungen. Über die Dieselgeneratoren wird der Notstrombedarf des Notstandssystems abgedeckt. Die Aufstellung der Dieselaggregate erfolgt in getrennten Räumen.

Im Ringraum des Reaktorgebäudes sind die beiden Notstandsspeisestränge miteinander verbunden, so daß z.B. beim Ausfall einer Pumpe die Speisung beider Dampferzeuger von der anderen Pumpe übernommen werden kann.

Die Notwarte ist ebenfalls im Notstandsgebäude untergebracht.

2. Brennelementlager

In das Notstandsgebäude wird ein Brennelementlagerbecken zur Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen eingebaut. Das Brennelementlagerbecken mit Kühl- und Reinigungssystem bildet einen baulich vom übrigen Notstandsgebäude getrennten Bereich (Kontrollbereich).

In dem Lagerbecken werden in einer Ebene ca. 400 gebrauchte Brennelemente eingelagert. Die Einrichtungen und Gestelle werden für eine Überstapelung ausgelegt. Außerdem wird berücksichtigt, ggf. für 3 Wochen nach Abschaltung einen frischen Kern einzulagern. Das Brennelementlagerbecken und die erforderlichen Einrichtungen entsprechen DIN 25428 bzw. der KTA-Regel 3602.

2. Kernkraftwerk Würzgassen

Konzept eines gemeinsamen Gebäudes für das Schnellabschaltsystem und das Unabhängige Nachkühlsystem

Die RSK beriet das Konzept eines gemeinsamen Gebäudes für das Schnellabschaltsystem (SAS) und das Unabhängige Nachkühlsystem (UNS) des Kernkraftwerks Würzgassen. Sie diskutierte die Konsequenzen für die Anlage bei Änderung des Schnellabschaltsystems, die Schutzziele des Unabhängigen Nachkühlsystems und die Frage der gegenseitigen Beeinflussung der beiden Systeme bei Unterbringung in einem gemeinsamen Gebäude.

Aufgrund ihrer Beratungen empfiehlt die RSK dem Bundesminister des Innern, der Errichtung eines gemeinsamen Gebäudes für das Schnellabschaltsystem und das Unabhängige Nachkühlsystem nach dem vorgelegten Plan zuzustimmen. Bei der Detailauslegung ist darauf zu achten, daß beim Bruch eines Stranges eine gegenseitige Beeinflussung redundanter Stränge in jedem Fall ausgeschlossen ist. Die Wanddicken der Rohrleitungen des Schnellabschaltsystems sind so zu wählen, daß ein niedriges Spannungsniveau eingehalten wird.

3. Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 Beladen des Kerns und Nulleistungsprüfungen

Zusammenfassung

Nach erfolgreichem Betrieb der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage 1 (KNK 1), in der die Kettenreaktion durch Kernspaltung mit thermischen Neutronen aufrecht erhalten wurde, erfolgte der Umbau der Anlage in der Weise, daß zukünftig die nukleare Wärmeenergie durch Kernspaltung mit schnellen Neutronen vorgenommen wird (KNK 2). Der Umbau war begleitet von einer Reihe von Ertüchtigungsmaßnahmen, die aufgrund des Standes von Wissenschaft und Technik für erforderlich gehalten wurden. Nunmehr soll KNK 2 beladen und für die Durchführung von Nulleistungsprüfungen in Betrieb genommen werden.

Die RSK empfiehlt dem Bundesminister des Innern, der Beladung des 1. Kerns sowie der Durchführung der Nulleistungsprüfungen zuzustimmen. Im einzelnen wird dazu folgendes festgestellt:

1. Standort

Bereits in ihrer 80. Sitzung am 24.1.1973 hat die RSK festgestellt, daß gegen den Standort für KNK 2 - auf dem Gelände des Kernforschungszentrums Karlsruhe - keine Bedenken bestehen (vgl. Bundesanzeiger Nr. 238 vom 20. 12. 1973).

Die radioökologischen Aspekte des Standortes wurden nochmals vom Ausschuß bei der Strahlenschutzkommission (SSK) "Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen" beraten. Der Ausschuß gelangte zu der Ansicht, daß die Grenzwerte des § 45 StrlSchV nicht überschritten werden. Die Werte des § 28 Abs. 3 StrlSchV können nach Auffassung des Ausschusses eingehalten werden.

2. Sicherheitskonzept

Wie bereits in der auf der 80. RSK-Sitzung ausgesprochenen Empfehlung festgestellt, ist die RSK auch nach erneuter Beratung der Ansicht, daß KNK 2 sicher betrieben werden kann. Hierzu tragen insbesondere

1. die dreifach diversitäre Anregung für das Abschaltssystem,
2. das zusätzlich installierte Stickstoff-Notkühlssystem sowie
3. die zahlreichen Maßnahmen zur Ertüchtigung der Anlage gegen Einwirkungen von außen, insbesondere gegen Erdbeben und gegen Sabotageeinwirkungen,

bei. Nach Aussage des Gutachters konnte mittels des Stickstoff-Notkühlsystems die Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr im Anforderungsfall in die gleiche Größenordnung gebracht werden, wie sie bei wassergekühlten Reaktoren heute Stand der Technik ist.

Die RSK hat gegen die Aufnahme der Nulleistungsprüfungen, bei denen nur die Primärkreisläufe und das Stickstoff-Notkühlssystem als Wärmesenken dienen sollen, keine Bedenken, wenn vorher folgende Bedingungen erfüllt werden:

- a) Nachweis der Auslegung des Reaktordoppeltanks gegen das Sicherheitserdbeben sowie der Standsicherheit der Zwischenwärmetauscher bei demselben Ereignis; Abschluß der Arbeiten am Primärsystem, welche die Ertüchtigung der Anlage gegen Erdbeben betreffen;
- b) Gewährleistung der sicheren Durchführung aller für die Nulleistungsprüfungen vorgesehenen Versuche unter den o.g. anlagentechnischen Bedingungen.

Überdies regt die RSK an, die Frage der Wiederholungsprüfbarkeit der Rohrleitungen und Schweißnähte mittels Ultraschall weiter zu verfolgen. Diese Prüfmethode wird als Ergänzung zu den bisher durchgeführten röntgenografischen Prüfungen für wichtig gehalten.

Weiterhin nimmt die RSK zustimmend zur Kenntnis, daß nach Auftreten eines Erdbebens mit einer horizontalen Bodenbeschleunigung von mehr als 50 cm/s^2

die Anlage abgeschaltet und einer eingehenden Überprüfung unterzogen werden soll.

3. Reaktorbetrieb

3.1 Sicherheitsbeirat

Die RSK diskutierte die Notwendigkeit eines Sicherheitsbeirates für die nukleare Inbetriebnahme von KNK 2. Da die Funktionsprüfprogramme der Leistungsinbetriebnahme derzeit noch nicht abschließend begutachtet sind und beabsichtigt ist, die Kernbeladung und die Funktionsprüfprogramme bei Nullleistung vor Fertigstellung der Arbeiten am Sekundär- und am Wasser-Dampf-Kreislauf durchzuführen, hält die RSK die Einrichtung eines Sicherheitsbeirates zur Beratung des Antragstellers und der Genehmigungsbehörde für unabdingbar.

3.2 Betriebsorganisation

Die ursprünglich für KNK 1 aufgebaute Betriebsorganisation wurde unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und aufgrund geänderter Anforderungen in die derzeit gültige Organisationsform gebracht. Dabei wurde den Entwicklungen auf den Gebieten Anlagensicherung, Strahlenschutz und Arbeitssicherheit Rechnung getragen.

Die RSK hat gegen die vorgelegte Betriebsorganisation und die organisatorischen Sonderregelungen während der Inbetriebnahme keine Bedenken.

3.3 Fachkunde des Kernkraftwerkspersonals

Für den Schichtbetrieb in KNK 2 wird dasjenige Personal eingesetzt, welches auch schon in KNK 1 im Schichtbetrieb beschäftigt war. Zur Vorbereitung auf den Betrieb mit der geänderten und erweiterten Anlage wurde das KNK 1-Ausbildungsprogramm in den für KNK 2 relevanten Teilen wiederholt und für Änderungen und Ergänzungen an der Anlage ein neues Ausbildungsprogramm durchgeführt.

Die RSK hat aufgrund der geschilderten Verhältnisse keine Bedenken bezüglich der Fachkunde (Ausbildung, Erfahrung) des Schichtpersonals. Sie empfiehlt, durch regelmäßige betriebsinterne Wiederholungsausbildung in der Folgezeit die Fachkunde des Personals auf dem jeweils erforderlichen Stand zu halten. Im Rahmen der Wiederholungsausbildung soll auch der Umgang mit den zur Verfügung stehenden Dokumentationsunterlagen geübt werden.

3.4 Betriebsvorschriften

Das Betriebshandbuch wurde bereits für KNK 1 erstellt und ist daher dem Personal in Aufbau, Inhalt und Gebrauch vertraut. Die Betriebsvorschriften wurden begleitend zum Umbau der Anlage auf den jeweils gültigen Stand gebracht. Für neu hinzugekommene Systeme wurden Betriebsvorschriften erstellt. Die RSK begrüßt insbesondere, daß das Kapitel "Störungen" in ge-

sonderten Bänden des Betriebshandbuches zusammengefaßt ist.

3.5 Anlagenschutzkonzept

KNK 2 ist in die Sicherheitsorganisation für das Kernforschungszentrum Karlsruhe einbezogen. In Alarmfällen stehen dem Betreiber die Einsatzkräfte des Zentrums zur Verfügung. Die Kompetenzen der Einsatzleitungen des Betreibers und des Kernforschungszentrums sind eindeutig geregelt.

3.6 Inbetriebnahme

Die RSK erhebt gegen das Programm zur Inbetriebnahme von KNK 2 bis einschließlich der Nullastversuche keine Einwände.

Gegen die Funktionsprüfprogramme für die erneute Leistungsinbetriebnahme, deren Begutachtung noch nicht abgeschlossen ist, mit ihren Zielsetzungen hat die RSK keine Bedenken. Dabei geht sie davon aus, daß die Detailbegutachtung der Funktionsprüfprogramme positiv abgeschlossen wird.

BAZ Nr. 36 vom 21.2.1978

126. Sitzung am 21.9.1977

1. Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk 1 (KRB 1) Wiederinbetriebnahme

Die RSK hat in ihrer 126. Sitzung zur Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerks RWE-Bayernwerk 1 (KRB 1) nach dem Störfall vom 13.1.1977 beraten. Aufgrund der Ergebnisse ihrer Beratungen empfiehlt sie dem Bundesminister des Innern, der Wiederinbetriebnahme unter den im folgenden genannten Voraussetzungen zuzustimmen.

Die RSK stellt folgendes fest:

1. Festigkeitsmäßige Untersuchung der Druckführenden Umschließung

Die in der Druckführenden Umschließung infolge des Störfalls durch statischen Innendruck und Thermoschock aufgetretenen Beanspruchungen wurden rechnerisch untersucht. Hierbei wurden keine unzulässigen Beanspruchungen ermittelt, welche die Lebensdauer wesentlich beeinträchtigen. Die Berechnung der durch den Störfall bedingten dynamischen Druckbeanspruchungen steht noch aus. Die Überprüfung des gesamten Rohrleitungssystems und die Schadensanalyse ergaben jedoch keine Hinweise auf schlagartige Beanspruchungen außerhalb der Schadensstelle. Bei der zerstörungsfreien Prüfung der Primärdampfleitung, bei der die höchsten Beanspruchungen auftraten, wurden - abgesehen von den Schäden an den Ventilen - keine bedenklichen Fehler festgestellt.

126. Sitzung

Zur Frage der im Laufe des Betriebes der Anlage akkumulierten Neutronenfluenz von $1,1 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ stellt die RSK fest, daß sich hieraus gleichfalls keine Konsequenzen für die Wiederinbetriebnahme ergeben. Die Kerbschlagzähigkeit von $> 10,5 \text{ kpm/cm}^2$ im Übergang Grundwerkstoff/Schweißgut wird für ausreichend erachtet. Die RSK hält es jedoch für notwendig, daß sie auch weiterhin über die Untersuchung des Bestrahlungseinflusses an diesem Reaktordruckbehälter unterrichtet wird.

Zusammenfassend ist die RSK der Meinung, daß vor der Wiederinbetriebnahme des KRB 1 keine kurzfristigen Maßnahmen an der Druckführenden Umschließung notwendig sind, die über den Umfang des Stufenplans hinausgehen.

2. Konzept zur Verhinderung der Überspeisung des Reaktordruckbehälters

Zur Verhinderung der Überspeisung des Reaktordruckbehälters werden Schutzmaßnahmen realisiert. Die RSK geht davon aus, daß die Verfügbarkeit der Speisewasserversorgung durch den Überspeisungsschutz nicht eingeschränkt wird. Die Kriterien für die Anregung der Notkühlung haben Vorrang vor denen des Überspeisungsschutzes.

3. Energieversorgung der bisherigen Notstromverbraucher und der Speisewasserversorgung

Zur Verbesserung der Energieversorgung werden ein unabhängiger 110 kV-Netzanschluß und eine 6 kV-Kabelverbindung zum Laufwasserkraftwerk Gundelfingen installiert.

Einschränkungen der Leistungsbereitschaft der Donaustaufen müssen dem verantwortlichen Betriebspersonal von KRB 1 mitgeteilt werden. Sofern über eine längere Zeit (ca. 24 h) die Mindestleistung für die 6 kV-Einspeisung nicht zur Verfügung steht, sind geeignete - mit dem Gutachter abzustimmende - Maßnahmen vorzusehen.

4. Personenschutz bei der Begehung des Reaktorgebäudes

Bei einer Begehung des Reaktorgebäudes soll ein Abblasen der Primärsicherheitsventile, die nach Überschreiten des Ansprechdrucks Dampf in die Atmosphäre des Reaktorgebäudes abblasen, sicher verhindert werden.

Rechnungen ergaben, daß nach einer Absenkung der Primärdampfleistung auf 25% der Nennleistung auch bei der gravierendsten Drucktransiente im Primärkreis, der Primärdampfdruck 10% unter dem Ansprechdruck der Sicherheitsventile bleibt.

Die RSK hält es für ausreichend, wenn die im Fall einer Begehung des Reaktorgebäudes maximal zulässige Primärdampfleistung erst nach Durchführung der Inbetriebnahmeprüfung in Abstimmung mit dem Gutachter festgelegt wird.

Sie stimmt dem vorgesehenen Konzept des Personenschutzes zunächst zu. Die RSK erwartet einen Bericht über Erfahrungen, die in den ersten drei Monaten nach Wiederinbetriebnahme mit dem Betrieb bei eingeschränkter Begehbarkeit des Reaktorgebäudes gemacht werden. Es soll sichergestellt werden,

daß durch die Einschränkung der Begehbarkeit des Reaktorgebäudes die Sicherheit der Anlage nicht beeinträchtigt wird. Die oben genannte Frist von drei Monaten hält die RSK einerseits in jedem Fall für sicherheitstechnisch tolerierbar, andererseits für ausreichend, um relevante Erfahrungen zu sammeln.

5. Wiederverwendbarkeit der Primärsicherheitsventile

Die Zuverlässigkeit und Eignung der nach dem Störfall instand gesetzten Primärsicherheitsventile wurde durch Prüfungen nachgewiesen, die unter durch die Anlage KRB 1 vorgegebenen Betriebs- und Störfallbedingungen durchgeführt wurden.

Eine Beaufschlagung der für das Abblasen von Gasen und Dämpfen ausgelegten Sicherheitsventile mit Wasser wird durch den Überspeisungsschutz des Reaktordruckbehälters verhindert.

Aufgrund der Beurteilung des Gutachters stimmt die RSK der Wiederverwendung der reparierten Primärsicherheitsventile zu.

6. Fristen und Maßnahmen nach der Wiederinbetriebnahme

Bei der Empfehlung zur Wiederinbetriebnahme des KRB 1 geht die RSK davon aus, daß die Maßnahmen der Stufe 1 des Stufenplans zum Zeitpunkt der Wiederinbetriebnahme verwirklicht sind. Die weiteren im Stufenplan genannten Fristen sind einzuhalten. Die Planung der Maßnahmen zur Überprüfung und Verbesserung des Notkühlkonzeptes, einschließlich der Notkühlrechnungen, sind ohne Verzug durchzuführen. Die entsprechenden Beratungsunterlagen sind der RSK bis ca. Mitte 1978 vorzulegen.

2. Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR-300) Vorgespannter Gußdruckbehälter zur Verwendung als Steuergas-Lagerbehälter (VGD-S)

Für das Abschaltssystem des THTR-300 ist, in Redundanz zu einem geschweißten Steuergas-Stahlbehälter, ein Behälter in vorgespannter Gußdruckbehälter-Bauweise vorgesehen. Die RSK hat sich mit dem Konzept des Vorgespannten Gußdruckbehälters und seiner Verwendung als Steuergas-Lagerbehälter befaßt. Aufgrund der bisher vorliegenden Unterlagen ergeben sich aus Sicht der RSK bei Berücksichtigung der vom Gutachter genannten Gutachtensvoraussetzungen keine Bedenken gegen das vorgeschlagene Behälterkonzept und die Verwendung des Vorgespannten Gußdruckbehälters als redundanter Steuergas-Lagerbehälter für den THTR-300.

1. Kernenergieforschungsschiff NS OTTO HAHN
Betrieb bis zum Jahre 1982

Mit Genehmigungsnachtrag vom 24.8.1976 wurde für das NS OTTO HAHN eine bis zum 31.8.1982 befristete Betriebsgenehmigung erteilt. Die Genehmigungsbehörde hatte damit u.a. die Auflage verbunden, anhand der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren in der Ausgabe 4.74 zu untersuchen, inwieweit die darin enthaltenen Sicherheitsanforderungen beim NS OTTO HAHN erfüllt sind (Leitlinienvergleich).

Der Antragsteller - die Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt (GKSS) mbH - hat im Frühjahr 1977 diesen Leitlinienvergleich vorgelegt und seither ständig ergänzt bzw. auf den neuesten Stand gebracht. Der Leitlinienvergleich hat gezeigt, daß

- einige der Leitlinien - weil sie für ortsfeste Anlagen aufgestellt wurden - auf Schiffsanlagen nicht anwendbar sind;
- der überwiegende Teil der Leitlinien anwendbar und auch beim NS OTTO HAHN entweder erfüllt oder durch Realisierung zusätzlicher Maßnahmen sinngemäß erfüllbar ist;
- einige davon jedoch mit technischen Maßnahmen bei vertretbarem Aufwand und in angemessener Zeit nicht erfüllt werden können.

Der Bundesminister des Innern hat deshalb die RSK mit Prüfung der Frage beauftragt, ob mit dem gegenwärtigen Betrieb des NS OTTO HAHN eine erhebliche Gefährdung der Beschäftigten, Dritter oder der Allgemeinheit verbunden ist, und ob - ggf. - in angemessener Zeit durch nachträgliche Auflagen Abhilfe geschaffen werden kann (entsprechend § 17 Abs. 5 Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 31.10.1976).

Der RSK-ad-hoc-Ausschuß OTTO HAHN, der RSK-UA REAKTORDRUCKBEHÄLTER und die RSK haben daraufhin in insgesamt sieben Sitzungen beraten. Als Beratungsunterlagen dienten dabei der Nachtrag vom 24.8.1976 zum Genehmigungsbescheid Nr. 9 vom 23.3.1973, der Leitlinienvergleich und zu speziellen Punkten angefertigte Unterlagen der GKSS, gutachterliche Stellungnahmen des TÜV Norddeutschland und des Germanischen Lloyd sowie ein Gutachten für den Reaktordruckbehälter des NS OTTO HAHN.

Aufgrund ihrer Beratungen kommt die RSK zu dem Ergebnis, daß trotz der oben beschriebenen Sachverhalte hinsichtlich des Erfüllungsgrades der Leitlinien eine Gefährdung gemäß § 17 Abs. 5 AtG nicht zu besorgen ist.

Dies wird von der RSK insbesondere damit begründet, daß

- aufgrund der Betriebsweise des Reaktors bei einem auch nach Ansicht der RSK genügend weit unterhalb des Auslegungsdruckes des Reaktordruckbehälters liegenden Druck und der daraus sich ergebenden niedrigen Spannungen in den gestörten und ungestörten Bereichen der Reaktordruckbehälterwand im Zusammenwirken mit der geringen zu erwartenden akkumulierten Neutronenfluenz der sichere Betrieb des Reaktordruckbehälters gewährleistet ist;

- administrative Maßnahmen (z.B. Erstellung eines Störfallbetriebshandbuchs und einer Störfallrolle) realisiert wurden, die geeignet sind, beim Leitlinienvergleich sichtbar gewordene Lücken auf andere als technische Weise zu füllen;
- aufgrund des durch die integrierte Bauweise des Reaktors bedingten, teilweise anderen Betriebsverhaltens (im Vergleich zu den üblichen Druckwasserreaktoren) in einigen Punkten auftretende Abweichungen von den Leitlinien nicht als gravierende Nachteile zu bewerten sind, was durch die langjährigen positiven Betriebserfahrungen bestätigt wird.

Daß der heutige Sicherheitsstandard in einigen Punkten durch technische Verbesserungen nachträglich nicht erreicht werden kann, hat seine Ursache in dem Stand der Technik, der zum Zeitpunkt der Konzipierung und des Baues der Anlage vor mehr als zehn Jahren gegolten hat. Dies hat jedoch nach Ansicht der RSK nicht zwangsläufig zur Folge, daß eine solche Anlage aus heutiger Sicht nicht mehr als ausreichend sicher beurteilt werden müßte. Das schließt aber auch nicht aus, durch sonstige technische Maßnahmen in einem Rahmen, der bei vertretbarem Aufwand in angemessener Zeit realisiert werden kann, die Sicherheit der Anlage weiter zu erhöhen. Unter diesem Aspekt empfiehlt die RSK dem Bundesminister des Innern, unverzüglich folgendes zu fordern:

Zur schnelleren Erkennung von Leckagen im Bereich des Reaktordruckbehälters, insbesondere im Bereich der drei Pumpenstutzen, ist eine ausreichende Zahl von Detektoren zu installieren. Hierfür sind Temperaturfühler zu verwenden und - redundant dazu - Sonden zur Erfassung erhöhter Aktivität, die i.a. bei Leckagen am Primärsystem mitfreigesetzt wird. Diese Detektoren sind in der Isolierung so nah wie möglich bei den Pumpenstutzen anzubringen. Die RSK ist der Ansicht, daß es damit gelingt, Leckagen in diesen Bereichen zu erkennen, bevor diese eine hinsichtlich der Kernnotkühlung kritische Größe erreichen können. Das wiederum gibt die Möglichkeit, den Reaktor rechtzeitig abzufahren. Die Wirksamkeit dieser Leckdetektionsmethoden noch bei einem Leck von 10^{-2} cm², entsprechend einer Ausflußrate von 0,025 kg Wasser/s, ist experimentell an der Anlage nachzuweisen.

Eine Ertüchtigung des vorhandenen Kernnotkühlsystems, z.B. durch Installation stärkerer Pumpen, hält die RSK dann nicht für erforderlich, wenn der geforderte experimentelle Nachweis erbracht werden kann.

Die RSK erwartet, daß ihr die geforderten Nachweise vorgelegt werden. Weiterhin geht sie davon aus, daß alle übrigen, im Rahmen des Leitlinienvergleiches diskutierten Maßnahmen vom Gutachter dahingehend überprüft werden, ob sie bei vertretbarem Aufwand in angemessener Zeit realisierbar sind, und daß sie insoweit auch realisiert werden. Den Bundesminister des Innern bittet die RSK, darauf hinzuwirken, daß sie über die Ergebnisse dieser Prüfungen unterrichtet wird. Die RSK hält es für erforderlich, daß die Sachverhalte vor dem nächsten Brennelementwechsel erneut überprüft und von der RSK beraten werden.

BAZ Nr. 235 vom 16.12.1977

1. Gemeinsame Sitzung
von RSK und SSK
am 20.10.1977

1. Grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums

Beurteilung und Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) vom 20.10.1977

Inhaltsverzeichnis

Zusammenfassende Beurteilung

- I. Einleitung
- II. Standort Gorleben
- III. Teilprojekt 1: Brennelementlagerung
- IV. Teilprojekt 2: Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung und Zwischenlagerung
 - Teil 1: Wiederaufarbeitung (Zerlegung, Auflösung, Extraktion)
 - Teil 2: Abfallbehandlung und Zwischenlagerung
- V. Teilprojekt 3: Uranverarbeitung
- VI. Teilprojekt 4: Plutonium-Brennelementherstellung
- VII. Teilprojekt 5: Abfallendbehandlung
- VIII. Teilprojekt 6: Abfallendlagerung
- IX. Teilprojekt 7: Übergeordnete Infrastruktur
- X. Sicherung gegen Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter

Zusammenfassende Beurteilung

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und die Strahlenschutzkommission (SSK) haben die Frage geprüft, ob die erforderlichen Kenntnisse und technischen Mittel vorhanden sind oder rechtzeitig beschafft werden können, um das nukleare Entsorgungszentrum entsprechend den Genehmigungsvoraussetzungen von § 7 Abs. 2 des Atomgesetzes zu errichten und zu betreiben. Sie sind dabei von den gesetzlichen Grundlagen (Atomgesetz, Strahlenschutzverordnung) ausgegangen und haben die bei der Beurteilung von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen entwickelten sicherheitstechnischen Grundsätze sinngemäß auf die Anlagen des Entsorgungszentrums übertragen. Die Beratungsergebnisse werden folgendermaßen zusammengefaßt:

- Hinsichtlich der Eignung des vorgesehenen Standortes für das Entsorgungszentrum bestehen keine sicherheitstechnischen Bedenken. In der Umgebung des Standortes können die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für Störfälle eingehalten werden. Auch im Hinblick auf die Notfallenschutzplanung bestehen gegen den Standort keine Bedenken. Der erforderliche Strahlenschutz für Beschäftigte kann gemäß der Strahlenschutzverordnung gewährleistet werden.
- Die vorgesehene Lagerung abgebrannter Brennelemente kann auf Grund langjähriger in- und ausländischer Erfahrungen sicherheitstechnisch einwandfrei gelöst werden.
- Aus dem Betrieb in- und ausländischer Wiederaufarbeitungsanlagen liegen umfangreiche Erfahrungen vor. Sie zeigen, daß die für die Beurteilung der sicherheitstechnischen Realisierbarkeit der Wiederaufarbeitung entscheidenden Probleme gelöst sind.
- Die Verfahren zur Behandlung, Zwischenlagerung und Endkonditionierung radioaktiver Abfälle befinden sich auf unterschiedlichen Entwicklungsstufen. Die Mehrzahl dieser Verfahren ist technisch ausgereift. Noch laufende Entwicklungsarbeiten — insbesondere zur Verglasung hochaktiver Abfälle — haben ein Stadium erreicht, das ihre grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit bestätigt.
- Die Uran- und Plutoniumverarbeitung, einschließlich der Herstellung neuer Brennelemente, sind nach langjährigen Erfahrungen Stand der Technik.
- Das Konzept der Endlagerung radioaktiver Abfälle in Salzstöcken stellt eine sicherheitstechnisch günstige Lösung dar, mit der ein dauerhafter und sicherer Abschluß der Abfälle gegen die Biosphäre erreicht wird. Die Kenntnisse über die für die sichere Auslegung eines Endlagerbergwerks entscheidenden Parameter (z. B. Temperatur der Glasblöcke, Aufheizung des Salzstockes, thermisch-mechanische Belastbarkeit des Salzgesteins) reichen aus, um festzustellen, daß mit Sicherheit Salzstöcke im norddeutschen Raum zur Verfügung stehen, die für die Endlagerung der radioaktiven Abfälle geeignet sind.

Auf Grund der großen Ausdehnung des Salzstocks Gorleben ist sichergestellt, daß die Lagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen dort möglich ist. Die große Ausdehnung des Salzstocks läßt weiterhin erwarten, daß genügend große Steinsalzpartien aufgefunden werden können, um auch die im Entsorgungszentrum anfallenden hochaktiven Abfälle aufzunehmen. Eine endgültige Bestätigung ist nach der Erkundung durch Aufschlußbohrungen sowie ggf. durch Schacht- und Streckenaufahrungen möglich.

- Eine geeignete Infrastruktur kann sichergestellt werden.
- Nach Ansicht der Sachverständigen-Kommission für Fragen der Sicherung des Brennstoffkreislaufs (SSB) sind die zur Sicherung gegen Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter vorgesehenen und zusätzlich erforderlichen Gegenmaßnahmen realisierbar.

Die von den Kommissionen ausgesprochenen Empfehlungen sowie die aufgeworfenen Fragen, die zum Teil einer weiteren Behandlung durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten bedürfen, stellen die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit nicht in Frage. Sie können entsprechend dem stufenweisen Vorgehen bei der Errichtung des Entsorgungszentrums projektbegleitend gelöst werden, wie dies auch in anderen Ländern geplant und in anderen im Aufbau begriffenen Industriezweigen üblich ist.

Es wurde weiterhin geprüft, ob die vorgesehenen technischen und chemischen Verfahren soweit ausgereift sind oder projektbegleitend entwickelt werden können, daß keine Bedenken gegen ihren Einsatz bestehen. Als Ergebnis wurde festgestellt, daß alle vorgesehenen Verfahren bereits so weit erprobt sind, daß sie auf großtechnische Maßstäbe übertragen werden können.

Zusammenfassend stellen die Kommissionen fest, daß das Entsorgungszentrum grundsätzlich sicherheitstechnisch realisierbar ist.

I. Einleitung

Der Bundesminister des Innern hat die RSK und die SSK beauftragt, die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit des geplanten deutschen Entsorgungszentrums für abgebrannte Brennelemente aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren zu beurteilen. Unter der „grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit“ einer Anlage wird verstanden, daß die erforderlichen Kenntnisse und technischen Mittel vorhanden sind oder rechtzeitig beschafft werden können, um die Anlage den Genehmigungsvoraussetzungen von § 7 Absatz 2 des Atomgesetzes entsprechend zu errichten und zu betreiben.

Unter dem Gesichtspunkt der Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums hat die RSK auch geprüft, ob die vorgesehenen Verfahren technisch so weit ausgereift sind oder projektbegleitend entwickelt werden können, daß aus verfahrenstechnischer Sicht keine Bedenken gegen ihren Einsatz bestehen.

Grundlagen der Beratungen waren der Sicherheitsbericht der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH (DWK) über das Entsorgungszentrum vom März 1977 sowie weitere Unterlagen des Antragstellers.

Die RSK hat zur Vorbereitung ihrer Empfehlung einen Unterausschuß ENTORGUNGSZENTRUM eingesetzt, der durch Mitglieder der SSK ergänzt wurde. Mitglieder der SSB waren in dem Unterausschuß vertreten. Weiterhin wurden zu Fragen der Endlagerung radioaktiver Abfälle Sachverständige aus dem Bereich der Geowissenschaften hinzugezogen. Die sicherheitstechnische Konzeption des Entsorgungszentrums wurde mit den von der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde (Niedersächsisches Sozialministerium) gemäß § 20 Atomgesetz zugezogenen Gutachtern und mit dem Antragsteller beraten. Wichtige Fragen wurden vom Antragsteller in schriftlicher Form beantwortet. Die RSK hat insbesondere geprüft, welche Störungen und Störfälle bei den Anlagen betrachtet werden müssen und ob sicherheitstechnische Einrichtungen und Maßnahmen vorgesehen bzw. realisierbar sind, mit denen solche Ereignisse zuverlässig beherrscht werden können. Fragen des Strahlenschutzes beim bestimmungs-

gemäßen Betrieb und bei Störfällen sowie Fragen der Notfallschutzplanung wurden von der SSK und ihren Ausschüssen „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bzw. „Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ behandelt. Hierbei wurde geprüft, ob die Vorschriften der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden können.

Fragen der Sicherung gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter wurden von der SSB behandelt.

Die Beurteilung und die Empfehlungen der Kommissionen sind in Anlehnung an den in Teilprojekte (TP) gegliederten Sicherheitsbericht wie folgt unterteilt:

- I. Einleitung
- II. Standort Gorleben
- III. TP 1: Brennelementlagerung
- IV. TP 2: Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung und Zwischenlagerung
 - Teil 1: Wiederaufarbeitung (Zerlegung, Auflösung, Extraktion)
 - Teil 2: Abfallbehandlung und Zwischenlagerung
- V. TP 3: Uranverarbeitung
- VI. TP 4: Plutonium-Brennelementherstellung
- VII. TP 5: Abfallendlagerung
- VIII. TP 6: Abfallendlagerung
- IX. TP 7: Übergeordnete Infrastruktur
- X. Sicherung gegen Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter

Die Abschnitte über die einzelnen Teilprojekte beginnen jeweils mit einer kurzen Beschreibung der grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit.

Als Ergebnis ihrer Beratungen haben die Kommissionen u. a. Termine für die Vorlage weiterer Unterlagen genannt. Dabei werden unter „Konzeptbeurteilung“ die Beratungen verstanden, die der Empfehlung der Kommissionen zum vorgelegten Konzept und der Erteilung der 1. Teilerrichtungs-genehmigung vorausgehen. Sofern Unterlagen erst zur „betreffenden Teilerrichtungs-genehmigung“ angefordert werden, sind hiermit die Beratungen angesprochen, die der Empfehlung zur Errichtung des betroffenen Teils der Anlage vorlaufen.

II. Standort Gorleben

a) Beschreibung des Standortes

Der geplante Standort für das Entsorgungszentrum liegt im Landkreis Lüchow-Dannenberg auf dem Gebiet der Samtgemeinden Lüchow und Gartow. Nördlich des Standortes in etwa 2,5 km Entfernung von der Grenze des Werksgebietes verläuft die Elbe. Der Standort und seine nähere Umgebung sind vornehmlich eben. Die mittlere Geländehöhe am Standort beträgt 24 m ü.NN. Die einzige nennenswerte Erhebung im engeren Umkreis stellt der bis auf 75 m ü.NN ansteigende Hühbeck in 8 km Entfernung dar.

b) Beurteilung

Auf Grund der vorgelegten Unterlagen und nach einer Besichtigung des Standortes durch die zuständigen Unterausschüsse kommen die RSK und die SSK zu folgender Beurteilung des für das Entsorgungszentrum vorgesehenen Standortes:

1. Verhältnisse am Standort

1.1 Bevölkerungsverteilung

Die mittlere Bevölkerungsdichte in der Umgebung des Standortes liegt mit etwa 50 Einwohnern pro km² weit unter dem Durchschnittswert der Bundesrepublik Deutschland von 249 Einwohnern pro km². Größere Gemeinden befinden sich mit Lüchow (ca. 18 000 Ew.), Dannenberg (ca. 14 000 Ew.), Salzwedel (DDR) und Wittenberge (DDR) erst in einer Entfernung von etwa 20 km. Großstädte mit mehr als 100 000 Einwohnern kommen im Umkreis von 50 km nicht vor. Die zukünftige Bevölkerungsentwicklung in der Umgebung des Standortes hängt wesentlich von der Entscheidung über die Realisierung des Entsorgungszentrums ab.

1.2 Boden- und Wassernutzung

Das Gelände in der näheren Umgebung des Standortes wird überwiegend land- und forstwirtschaftlich genutzt. Bei der Nutzung der Gewässer dominiert die Sportfischerei. Zum Zweck der landwirtschaftlichen Feldbearbeitung sind im 10-km-Umkreis 62 Brunnen registriert. Landschaftsschutzgebiete befinden sich im Naturpark „Elbufer-Drawehn“, der sich nördlich des Standortes innerhalb des 10-km-Umkreises hinzieht. Ein Naturschutzgebiet liegt in etwa 6 km Entfernung nordwestlich des Standortes.

1.3 Gewerbe und Industrie

Größere Industrie- und Gewerbebetriebe sind im Standortbereich nicht angesiedelt. Der Umfang kleinerer und mittlerer Betriebe läßt keine Einschränkungen für den Betrieb des Entsorgungszentrums erwarten.

1.4 Verkehrswege

Das Standortgelände ist über die Bundesstraße 493 an das öffentliche Verkehrsnetz angebunden. Der Anschluß an das Bundesbahnnetz ist durch den Bau eines

Industriestammgleises nach Lüchow geplant. Einzige Schiffsstraße im 10-km-Umkreis ist die Elbe. Ein ausreichender Schutz vor Gefahren, die durch den Transport explosionsfähiger Stoffe bedingt sind, kann durch die Auslegung der Anlagen und ihren Abstand von den Transportwegen gewährleistet werden.

Der Standort liegt ferner am Rande des Luftkorridors Hamburg-Berlin. Im übrigen gehört der Bereich zur Flugüberwachungszone an der Grenze zur DDR und ist für militärische Flüge verboten. Kleinere Zivilflugplätze befinden sich in Lüchow-Rehbeck (10 km), Uelzen (45 km) und Lüneburg (45 km).

1.5 Meteorologische Verhältnisse

Die Angaben über meteorologische Verhältnisse stammen vorwiegend von der Wetterstation des Flughafens Hannover-Langenhagen sowie der Station Lüchow. Nach Meinung der SSK sind die dort gewonnenen Daten weitgehend übertragbar. Sie lassen erkennen, daß günstige Ausbreitungsbedingungen vorliegen.

1.6 Geologische und seismische Verhältnisse

Der Standort liegt in der Erdbebenzone I. Diese Zuordnung ergibt sich auf Grund eines im Jahre 1323 bei Lüneburg beobachteten Erdbebens der Epizentralintensität VII auf der MSK-Skala. Ein erst kürzlich in der Nähe der Stadt Soltau beobachtetes Erdbeben wurde ursprünglich als ein Einsturzbeben im Gipshut eines Salzstocks gedeutet. Eingehendere seismische Auswertungen lassen jedoch nach dem derzeitigen Stand auf ein tektonisches Erdbeben schließen, dessen Herd in mindestens 5 km Tiefe lag und dessen Epizentralintensität VI (MSK-Skala) betrug.

Die RSK ist der Ansicht, daß neben der Erdbebengefährdung auch die Erdfallgefährdung am Standort untersucht und bei der Auslegung berücksichtigt werden muß und kann.

1.7 Hydrologische Verhältnisse

Der RSK und der SSK liegt eine Aufstellung der Oberflächengewässer und ihrer Wasserführung in der Umgebung des Standortes vor. Hieraus geht hervor, daß eine Überflutung des Standortes durch Hochwasser nicht zu befürchten ist.

Auf Grund der vom Niedersächsischen Ministerium für Ernährung, Landwirtschaft und Forsten zur Verfügung gestellten Daten und ergänzender Untersuchungen des Bundesgesundheitsamtes über die Grundwasserverhältnisse sind keine Einschränkungen für die Errichtung des Entsorgungszentrums zu erwarten. Durch die Entnahme von Grundwasser für den Betrieb der Anlage (insbesondere zu Kühlzwecken) dürfen die hydrologischen Verhältnisse nicht nachteilig beeinflusst werden. Dies ist zur Konzeptbeurteilung nachzuweisen. Ggf. können Alternativlösungen, wie Entnahme des Zusatzwassers für den Kühlturbetrieb aus der Elbe vorgesehen werden.

2. Strahlenexposition in der Umgebung

Die radiologischen Auswirkungen von betrieblichen Ableitungen und der nach Ansicht der RSK zu betrachtenden Störfälle wurden von der SSK beraten. Bei den Teilprojekten 1 bis 6 wurde überprüft, ob die Dosisgrenzwerte des § 45 (Schutz der Bevölkerung in der Umgebung) und die Störfallplanungsdosisgrenzwerte des § 28 Absatz 3 der Strahlenschutzverordnung (StriSchV) eingehalten werden. Hierzu wurden eigene Rechnungen durchgeführt. U. a. wurden Ausbreitungsfaktoren für den Standort, resultierende Individualdosen in der Umgebung sowie die sich in der Umgebung einstellenden Aktivitätskonzentrationen der wesentlichen Radionuklide errechnet.

Außerdem wurde unter Berücksichtigung des Entwicklungspotentials der Abscheideeinrichtungen überprüft, — ob dem in § 28 Abs. 1 StriSchV festgelegten Grundsatz, die Strahlenbelastung so gering wie möglich zu halten, Rechnung getragen wurde, oder

— ob unter diesem Gesichtspunkt eine Reduzierung der Antragswerte vorzunehmen ist, und

— ob diese Reduzierung technisch realisierbar und zumutbar erscheint.

2.1 Ableitung radioaktiver Stoffe im bestimmungsgemäßen Betrieb

Unter Berücksichtigung der genannten Beurteilungsmaßstäbe empfiehlt die SSK, die Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft wie folgt zu begrenzen:

Tritium	2 · 10 ⁵ Ci/a
C-14	1 · 10 ³ Ci/a
Kr-85	1 · 10 ⁶ Ci/a
J-129	0,2 Ci/a
α-Aerosole	0,05 Ci/a
β-Aerosole	5 Ci/a

Unter Zugrundelegung dieser Emissionswerte ergeben sich bei Anwendung der „Allgemeinen Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft“, in der Fassung vom 15. August 1977, an der ungünstigsten Einwirkungsstelle gemäß § 45 StriSchV folgende maximale Strahlenexpositionen:

Körperbereich	Dosis in mrem/a
Ganzkörper	4
Schilddrüse	18
Knochen	12
Haut	5
andere Organe	< 4

Bei der Ermittlung dieser Dosiswerte wurden nur die gemeinsam über den 200 m hohen Kamin abgeleiteten Emissionen der Teilprojekte 2 und 5 berücksichtigt. Vorausgegangene Rechnungen haben gezeigt, daß die übrigen Emissionen demgegenüber vernachlässigt werden können.

Voraussetzung dafür, daß diese Dosiswerte nicht überschritten werden; ist die Forderung, daß trotz des chargeweisen Betriebs der Auflöser in der Wiederaufarbeitung (Teilprojekt 2) die in den oben zitierten Berechnungsgrundlagen genannten Bedingungen für die Anwendung des Langzeitausbreitungsfaktors für statistisch verteilte Emissionen eingehalten werden. Dies muß und kann bei der Auslegung der Anlage berücksichtigt und durch Betriebsauflagen sichergestellt werden.

Eine Begrenzung der Emissionen des Tritiums auf $2 \cdot 10^6$ Ci/a entspricht dem heutigen Stand der Rückhaltetechnik. Eine weitere Verminderung der ermittelten Ganzkörperdosis kann durch eine weitergehende Verbesserung der Tritiumrückhaltung und eine Rückhaltung des Kohlenstoffisotops C-14 erreicht werden. Daher werden hierfür weitere Forschungsarbeiten empfohlen.

Mit den Abwässern des Entsorgungszentrums sollen nach Angaben des Antragstellers 0,4 Ci/a Spalt- und Aktivierungsprodukte und 1200 Ci/a Tritium in den Vorfluter eingeleitet werden. Die Abgabe der Spalt- und Aktivierungsprodukte ist mit einer Rate von 3 l/s im Jahresmittel bei einer Konzentration von weniger als $5 \cdot 10^{-6}$ Ci/m³ vorgesehen. Unter Zugrundelegung der „Allgemeinen Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition, Teil I: Fließgewässer“, Ausgabe Januar 1977, lassen sich hieraus an der ungünstigsten Einwirkungsstelle gemäß § 45 StrlSchV folgende maximale Strahlenexpositionen abschätzen:

Körperbereich	Dosis in mrem/a
Ganzkörper	2
Schilddrüse	2
Knochen	5
andere Organe	< 1

Den wesentlichen Beitrag zu diesen Dosiswerten liefert die Annahme des Verzehrs von Fischen, die sich ständig in der Nähe der Einleitungsstelle aufgehalten haben. Bei den Abschätzungen wurde eine Durchmischung des Abwassers mit 10 m³/s des Vorfluterwassers vorausgesetzt. Eine derartige Durchmischung kann z. B. durch eine geeignete Form des Einleitungsbauteils gewährleistet werden, was durch entsprechende Genehmigungsauflagen sichergestellt werden muß.

Die in den beiden Tabellen angegebenen Dosiswerte wurden unter Berücksichtigung sämtlicher relevanter Belastungspfade, einschließlich der Ernährungsketten, für die kritische Bevölkerungsgruppe — das ist die Gruppe der Erwachsenen — ermittelt. Die Rechnungen haben gezeigt, daß die Strahlenexposition des Kleinkindes durchweg geringer als die des Erwachsenen ist. Dies liegt an den im Vergleich zur Gruppe der Erwachsenen anderen Verzehrsgewohnheiten der Kleinkinder. Überdies zeigen die Dosiswerte, daß die Milchwirtschaft auch in der unmittelbaren Umgebung des Entsorgungszentrums nicht beeinträchtigt wird.

2.2 Störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe

Die Störfallplanungsdosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 Satz 1 und 2 StrlSchV gelten für Kernkraftwerke. Die SSK empfiehlt hinsichtlich der Entscheidung der Genehmigungsbehörden nach § 28 Abs. 3 Satz 5 StrlSchV, diese Dosiswerte auch für das Entsorgungszentrum anzuwenden. Die Beratungen über die in Betracht zu ziehenden Störfälle lassen erwarten, daß diese Störfallplanungsdosisgrenzwerte auch für diese Anlage eingehalten werden können.

Allerdings wird zur Konzeptberatung bei den entsprechenden Teilerrichtungsgenehmigungen die Vorlage von geprüften Störfallanalysen für erforderlich gehalten. Soweit sich dabei für einzelne Störfälle bei den verschiedenen Teilprojekten höhere als durch § 28 Abs. 3 StrlSchV vorgegebene Dosiswerte ergeben sollten, kann nach Ansicht der SSK und der RSK durch geeignete Maßnahmen bei der Auslegung die Einhaltung der Störfallplanungsdosisgrenzwerte gewährleistet werden.

3. Notfallschutzplanung

Die SSK kommt auf Grund der vorliegenden Unterlagen zu dem Ergebnis, daß unter den Gesichtspunkten Bevölkerungsdichte, Bevölkerungsverteilung und Verkehrliche Erschließung aus der Sicht der Notfallschutzplanung keine grundsätzlichen Bedenken gegen diesen Standort geltend gemacht werden können.

c) Zusammenfassung

Auf Grund ihrer Beratungen über den für das geplante Entsorgungszentrum vorgesehenen Standort Gorleben sowie über die Auswirkungen des Betriebs der Anlagen sind die RSK und die SSK der Ansicht, daß der Standort für die oberirdisch zu errichtenden Anlagen geeignet ist (die Beurteilung der Eignung des unter dem Standort liegenden Salzstocks für die Endlagerung radioaktiver Abfälle erfolgt in Teilprojekt 6). Bei der von der SSK empfohlenen Begrenzung der Emissionen radioaktiver Stoffe werden die Strahlenschutzgrundsätze eingehalten sowie die in § 45 StrlSchV festgelegten Dosisgrenzwerte in der Umgebung um ein Mehrfaches unterschritten.

III. Teilprojekt 1: Brennelementlagerung

a) Beschreibung der Anlage

Das Brennelementlager dient zur Aufnahme und Lagerung abgebrannter Brennelemente aus Druck- und Siedewasserreaktoren, bis sie der Wiederaufarbeitung zugeführt werden. Es ist für eine Lagerkapazität von 3000 t Uran (U) und einen mittleren Durchsatz von 1400 t U/a ausgelegt. Die Abklingzeit der einzulagernden Brennelemente beträgt mindestens 180 Tage. Die Lagerung erfolgt in 6 Becken mit je 3 Becken- und Zwischenkühlkreisläufen. Im bestimmungsgemäßen Betrieb sind je zwei von drei Kreisläufen zur Nachwärmeabfuhr erforderlich. Bei Störfällen kann jedoch auch mit nur einem Becken- und Zwischenkühlkreis die Nachwärme der Brennelemente (max. 13,25 MW in einem Becken) abgeführt werden. Dabei muß allerdings eine erhöhte Beckenwassertemperatur (etwa 60 °C) in Kauf genommen werden.

Die Unterkritikalität im Lagerbecken wird durch entsprechende Abstände zwischen den Brennelementen und durch Verwendung von neutronen-absorbierendem Strukturmaterial gewährleistet. Aus diesem Grunde kann auf eine Borierung des Beckenwassers verzichtet werden.

Um die Abgabe von Aktivität aus dem Beckenkühlkreis in das Abwasser zu vermeiden, sind die Beckenkühlung und das Hauptkühlwassersystem durch einen Zwischenkühlkreis getrennt. Ferner wird durch ein Druckgefälle vom Zwischenkühlkreis zum Beckenkühlkreis verhindert, daß durch Leckagen Aktivität in den Zwischenkühlkreis gelangt. Zusätzlich können defekte Brennelemente gekapselt werden.

Eine unkontrollierte Abgabe der Aktivität in die Raumluft des Kontrollbereichs wird in ähnlicher Weise durch Druckstufung und damit durch Einhaltung gerichteter Luftströmungen unterbunden.

b) Beurteilung

Der Bau und Betrieb von Wasserbecken unterschiedlichster Kapazität zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren, einschließlich aller erforderlichen Nebenanlagen, sind Stand der Technik. In der Bundesrepublik Deutschland befinden sich Lagerbecken in allen Kernkraftwerken und in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) zum Teil schon seit vielen Jahren im Einsatz. Ernste Störungen hat es an keiner Stelle gegeben. Lagerbecken, teilweise erheblich größerer Kapazität, gibt es in vielen Ländern der Erde. Insbesondere in den USA, Großbritannien, Frankreich und in der UdSSR verfügt man über langjährige Erfahrungen. Auch hier sind niemals gravierende Probleme aufgetreten. Aufbauend auf diesen Erfahrungen kommen die RSK und die SSK bei der Beurteilung des Brennelementlagers zu folgendem Ergebnis:

1. Umfang der Aktivitätsfreisetzung im bestimmungsgemäßen Betrieb

Der Anteil defekter Brennstäbe in den in Kernkraftwerken beim Brennelementwechsel entladenen Brennelementen wird vom Antragsteller mit 0,4% angegeben. Da die Entstehungsmechanismen verschiedener Schäden aufgeklärt sind, können diese seiner Ansicht nach in Zukunft reduziert werden. Der Antragsteller rechnet daher für die Zukunft mit einer Schadensquote von 0,1%. Er hat ferner Annahmen über die Freisetzungsraten von Spalt- und Aktivierungsprodukten aus defekten Brennstäben getroffen, wobei mögliche Langzeiteffekte berücksichtigt wurden. Da diese Werte auf Grund der vorliegenden Erfahrungen als äußerst konservativ angesehen werden können, ist die RSK der Ansicht, daß — selbst unter Berücksichtigung des geplanten höheren Abbrandes der Brennelemente und möglicher Brennstabschäden durch den Transport — die berechneten Freisetzungswerte radioaktiver Stoffe in das Beckenwasser und die Abluft eingehalten werden können.

Nach Untersuchungen des Antragstellers ist nicht damit zu rechnen, daß durch die vorgesehene Lagerung der Anteil defekter Brennstäbe steigt. Bei den zu erwartenden Korrosionsraten reicht demnach die Festigkeit der Hüllrohre aus, um die Beanspruchung auch bei Innendruckbelastung zu beherrschen. Diese Berechnungen müssen bis zur Konzeptbeurteilung geprüft und die Detailkonstruktionen erforderlichenfalls auf das Ergebnis abgestimmt werden. Zweifel an der Realisierbarkeit bestehen nicht.

Es besteht keinerlei Anlaß zu der Annahme, daß bei längerfristiger Lagerung plötzlich ernste Probleme auftreten. Selbst unter der pessimistischsten Annahme

einzelner Langzeitkorrosionsschäden ist damit keine Umweltgefährdung verbunden. Die Auswirkungen sind dann rein innerbetrieblicher Natur.

2. **Strahlenbelastung am Beckenrand**
Der Antragsteller hat in 1 m Höhe oberhalb des Beckenrandes eine Dosisleistung von 5 mrem/h abgeschätzt. Die SSK stimmt diesem Wert nur unter dem Vorbehalt zu, daß bis zur Konzeptbeurteilung nachgewiesen wird, daß die Strahlenbelastung des Personals durch geeignete Maßnahmen, wie z. B. Begrenzung der Aufenthaltsdauer am Beckenrand, auf das in anderen kerntechnischen Anlagen übliche Maß beschränkt bleibt. Andernfalls muß und kann durch entsprechende Maßnahmen, wie z. B. eine Ertüchtigung der Beckenreinigungssysteme, die Dosisleistung am Beckenrand reduziert werden.
3. **Vereinheitlichung der Transportbehälter**
Es ist vorgesehen, die Transportbehälter zu vereinheitlichen. Nach Ansicht der RSK sollte derzeit dabei dem Naßtransport auf Grund der guten Erfahrungen der Vorzug gegeben werden.
4. **Gründungstiefe der Brennelement-Lagerbecken**
Die Gründungstiefe der Lagerbecken wird so gewählt, daß die Oberkante der Brennelemente unter dem Geländeniveau liegt. Die RSK ist der Ansicht, daß diese Anordnung eine sicherheitstechnisch vorteilhafte Lösung darstellt.
5. **Störfälle**
 - 5.1 **Absturz eines Transportbehälters**
Bei Unfällen während des Transports zum Brennelementlager, z. B. bei einem Absturz des Transportbehälters, muß die Kühlbarkeit der darin enthaltenen Brennelemente erhalten bleiben. Außerdem muß gewährleistet sein, daß beim Absturz evtl. beschädigte Brennelemente sicher gehandhabt werden können. Diese Anforderungen lassen sich durch geeignete Maßnahmen erfüllen. Die entsprechenden Nachweise müssen bis zur Konzeptbeurteilung vorliegen.
 - 5.2 **Kritikalitätsstörfall**
Ein Kritikalitätsstörfall kann bei der gewählten Anordnung der Brennelementlagerung nicht eintreten. Der räumliche Abstand der gelagerten Brennelemente wird so gewählt, daß selbst beim Absturz eines Brennelementes über dem Lagerbecken die Unterkritikalität stets gewährleistet ist. Die Konstruktion muß im einzelnen bei der Konzeptbeurteilung überprüft werden. Dieses Konzept zur Gewährleistung der Unterkritikalität ist realisierbar.
Der Absturz schwerer Lasten auf das Lagerbecken soll durch Verriegelungen an den Hebezeugen ausgeschlossen werden. Die RSK hält es für erforderlich, daß diese Vorkehrungen durch entsprechende administrative Maßnahmen abgesichert werden. Beide Maßnahmen sind realisierbar.
 - 5.3 **Einwirkungen von außen**
 - 5.3.1 **Erdbeben**
Die am Standort Gorleben (Erdbebenzone I) erforderliche Auslegung gegen Erdbeben ist bautechnisch möglich. Deshalb hält die RSK eine detaillierte Festlegung der Auslegungsanforderungen zum jetzigen Zeitpunkt nicht für erforderlich. Zu dieser, wie auch zu weiteren Einzelfragen (z. B. Niedrigzyklusermüdungsanalyse), wird die RSK bei der Konzeptbeurteilung Stellung nehmen. Bis zur Konzeptbeurteilung muß nachgewiesen werden, daß die Integrität des Brennelementlagerbeckens bei allen in Frage kommenden Belastungen gewährleistet ist. Dies ist nach dem Stand von Wissenschaft und Technik möglich.
 - 5.3.2 **Flugzeugabsturz**
Die RSK hält es für erforderlich, die Anlage so auszulagern, daß auch nach einem Flugzeugabsturz das Brennelementlager sicher weiterbetrieben werden kann. Der Antragsteller hat gezeigt, daß dies durch die vorgesehene Auslegung des Brennelementlagers gewährleistet werden kann. Eine Auslagerung der Brennelemente ist demnach nicht erforderlich. Falls bei einem Flugzeugabsturz oder anderen äußeren Einwirkungen die Kühltürme zerstört werden, ist als Redundanz die Nachwärmeabfuhr über einen Kühlteich vorgesehen. Durch räumliche Trennung wird die gleichzeitige Zerstörung beider Kühlkreise vermieden. Dieses Konzept entspricht der erforderlichen Schadensvorsorge und ist realisierbar.
- c) **Zusammenfassung**
Die RSK und die SSK kommen zu dem Ergebnis, daß bei Berücksichtigung der empfohlenen Änderungen mit dem vorgesehenen Konzept eine sichere Lagerung der Brennelemente möglich ist und der erforderliche Schutz der Umgebung hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen der Anlage im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen gewährleistet werden kann.
Insbesondere hält die RSK die Redundanz und die räumliche Trennung der sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, Anlagenteile und Gebäude für ausreichend. Außerdem stehen für die Durchführung der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Maßnahmen mehrere Stunden zur Verfügung.

Die angesprochenen Probleme sind nach Meinung der RSK und der SSK lösbar.

IV. Teilprojekt 2: Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung und Zwischenlagerung

Teil 1: Wiederaufarbeitung (Zerlegung, Auflösung, Extraktion)

- a) **Beschreibung der Anlage**
Die Wiederaufarbeitung umfaßt die Zerlegung der Brennelemente, die Auflösung des Brennstoffs sowie die Trennung von Uran, Plutonium und Spaltprodukten zur Weiterverarbeitung bzw. Abfallbehandlung. Für die Auflösung und Extraktion des Brennstoffs wird das allgemein bevorzugte Purex-Verfahren angewandt.
Die Anlage ist für einen Jahresdurchsatz von 1400 t U ausgelegt, wobei Anlagenteile, die eine beschränkte Verfügbarkeit erwarten lassen, mehrfach vorgesehen sind. Sie ist für die Wiederaufarbeitung von Brennelementen mit einem mittleren Abbrand von 36 000 MWd/t U ausgelegt, wobei als maximaler Spaltstoffgehalt der frischen Brennelemente ein Äquivalent von 4% U-235 angenommen wird. Der mittlere Spaltstoffgehalt der zu verarbeitenden Brennelemente wird mit etwa 1,8% U-235-Äquivalent erwartet.
Weiterhin ist vorgesehen, in der Anlage rezyklierten Uran-Plutonium-(U-Pu)-Mischoxidbrennstoff aus Leichtwasserreaktoren zu verarbeiten, wobei ein Anteil an rezykliertem U-Pu-Mischoxidbrennstoff von maximal 25% des Durchsatzes angesetzt wird.
Alle sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile sind gegen äußere Einwirkungen geschützt. Die Prozeßgebäude werden zur Beherrschung aller anlagenbedingten Störfälle, insbesondere von Bränden und Explosionen innerhalb der Anlage, ausgelegt. Dabei wird zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe das bewährte Konzept des Mehrfacheinschlusses herangezogen, d. h. die Freisetzung von Aktivität wird durch Einschluß in ein System, bestehend aus mehreren Schutzhüllen, verhindert.
Für die einzelnen Prozeßbereiche werden unterschiedliche Konzepte zur Verhinderung von Kritikalitätsstörfällen gewählt. Dabei ist nach Angaben des Antragstellers sichergestellt, daß die Unterkritikalität jeweils durch mindestens zwei voneinander unabhängige Kritikalitätsparameter gewährleistet ist.
- b) **Beurteilung**
Die RSK und die SSK haben sich eingehend mit dem vorgelegten Konzept der Wiederaufarbeitung befaßt und geben im einzelnen hierzu folgende Stellungnahme ab:
 1. **Grundsätze**
Nach Ansicht der RSK muß die Auslegung der für den sicheren Betrieb der Anlage erforderlichen Systeme nach folgenden Grundsätzen erfolgen:
 - Redundanz und Zuverlässigkeit der Systeme sind entsprechend der Gefährdung bei ihrem Versagen zu bemessen.
 - Das gemeinsame Versagen derartiger Systeme muß — soweit erforderlich — durch räumliche Trennung ausgeschlossen werden.
 - Das Einzelfehlerkriterium unter Einschluß des Reparaturfalles ist einzuhalten. Dabei kann die auf Grund der langsamen Aufheizvorgänge für Fehlerortung, Umschaltvorgänge und Reparaturmaßnahmen verfügbare Zeit berücksichtigt werden.
 - Ferner sind von Fall zu Fall die Vor- und Nachteile einer Vermischung redundanter Stränge im Hinblick auf die Zuverlässigkeit zu prüfen.
 Diese Grundsätze sind erfüllbar. Ihre Erfüllung muß vor der Konzeptbeurteilung durch eine Aufstellung der sicherheitstechnisch bedeutsamen Systeme mit Angabe der vorgesehenen Redundanz belegt werden.
 2. **Verfahrenstechnische Beurteilung**
 - 2.1 **Allgemeines**
Die für die Wiederaufarbeitungsanlage vorgesehenen einzelnen Verfahrensschritte sind mit nicht rezykliertem Brennstoff in der Bundesrepublik Deutschland in einer Versuchsanlage (Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe, WAK) erprobt und im Ausland in industrieller Größenordnung praktiziert worden. Die grundsätzliche Realisierbarkeit des Wiederaufbereitungsverfahrens ist damit nachgewiesen.
Obwohl das Verhältnis des Nenndurchsatzes im Entsorgungszentrum zu dem der WAK 35:1 beträgt, sind aus verfahrenstechnischer Sicht bei der Übertragung keine unerwarteten Schwierigkeiten zu befürchten, da das Verhältnis der Durchsätze in den wesentlichen Apparaten maximal nur etwa 10:1 beträgt, verglichen mit der WAK bzw. ausländischen Anlagen, deren Erfahrungen zugänglich sind. Hinzu kommt, daß die Apparate im Vergleich zu den in der chemischen Industrie verwendeten aus Gründen der Sicherheit gegen Kritikalität ohnehin klein sind.
In der gegenwärtigen Planungsphase ist naturgemäß eine genaue Beurteilung von Durchsatzmengen, Ausbeuten und Nebenprodukten nicht möglich und auch

nicht erforderlich. Diese Begutachtung erfolgt im zweiten Stadium der Planung. Für Anlagenteile, bei denen eine Beschränkung der Verfügbarkeit bei Nenn-durchsatz nicht mit Sicherheit auszuschließen ist, hat der Antragsteller Reservekapazitäten vorgesehen. Der geplante Gesamtdurchsatz der Anlage kann daher als realistisch angesehen werden.

2.2 Umfang der Plutoniumverluste

Der Anteil des durchgesetzten Plutoniums, der in den Abfall gelangt, wird bei nicht rezykliertem Brennstoff mit etwa 1% angegeben. Der Antragsteller geht bei diesem Wert von den Erfahrungen in der WAK und in den Anlagen der United Reprocessors GmbH aus, wobei er die gegenüber diesen Anlagen verbesserten Nachbehandlungsverfahren (Rework) und die zyklusweise Lösungsmittelwäsche berücksichtigt. Bei einem Anteil an rezykliertem Mischoxidbrennstoff von 25% des Durchsatzes steigt die Menge des in den Abfall gelangenden Plutoniums auf etwa 2% an.

Nach Ansicht der RSK kann die Verwendung des letztgenannten Wertes für die Störfallbetrachtung akzeptiert werden. Sie empfiehlt jedoch, daß vom Antragsteller weitere Anstrengungen unternommen werden, um den Anteil des in den Abfall gelangenden Plutoniums zu verringern. Die hierfür vom Antragsteller vorgestellten Maßnahmen hält die RSK für realisierbar.

2.3 Wärmebilanz

Für die Detailbeurteilung der Auslegung ist nachzuweisen, daß die anfallende Nachwärme sicher und zuverlässig abgeführt werden kann. Eine entsprechende Unterlage muß bis zur betreffenden Teilerrichtungs-genehmigung vorliegen und vom Gutachter überprüft sein. Die Realisierbarkeit dieser Forderung steht außer Frage.

3. Rückhalteeinrichtungen

3.1 Stickoxidwäsche

Der Antragsteller geht bei der Beurteilung der Wirksamkeit der Stickoxidwäsche von den in der chemischen Industrie und in der WAK vorliegenden Erfahrungen aus. Er ermittelt damit Immissionswerte für Stickoxide, die etwa einen Faktor 10 unterhalb der Grenzwerte der TALA Luft liegen. Diese Angabe ist bis zur Konzeptbeurteilung durch ausführlichere Unterlagen zu belegen. Die erforderliche Stickoxidrückhaltung kann nach Ansicht der RSK durch entsprechende Maßnahmen gewährleistet werden.

3.2 Schwebstofffilter

Über die vorgesehenen Elektrofilter für Aerosole liegen derzeit keine Erfahrungen aus kerntechnischen Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland vor. Der Antragsteller weist jedoch auf entsprechende Erfahrungen in der englischen Wiederaufarbeitungsanlage in Windscale hin. Die RSK macht darauf aufmerksam, daß zur Beurteilung dieser Filter die Vorlage hinreichend detaillierter, prüffähiger Unterlagen erforderlich ist. Daraus muß insbesondere auch hervorgehen, wie sich die gegenüber konventionellen technischen Anlagen veränderten Betriebsbedingungen in einer Wiederaufarbeitungsanlage auf den Betrieb der Filter auswirken. An der Realisierbarkeit der erforderlichen Filterung besteht kein Zweifel, zumal alternative Filterkombinationen möglich sind.

Die vom Antragsteller angenommenen Rückhaltefaktoren für Schwebstofffilter der Klasse S werden bei Normprüfverfahren nachgewiesen. Die Erfahrungen zeigen jedoch, daß diese Werte im Betrieb nicht immer erreicht werden. Die RSK ist der Ansicht, daß bei der Beurteilung der radiologischen Auswirkungen bei einstufiger Abgasfilterung mit Schwebstofffiltern der Klasse S nur ein Dekontaminationsfaktor von 10^2 zugrunde gelegt werden kann. Höhere Dekontaminationsfaktoren werden durch Hintereinanderschalten mehrerer Filter erreicht.

3.3 Jodabscheidung

Der Antragsteller nimmt eine 99%ige Jodaustreibung aus der Brennstofflösung im Auflöser an und begründet diese mit Erfahrungen aus der bisherigen Praxis. Der ausgetriebene Jod wird mit einem Dekontaminationsfaktor $\geq 10^3$ an den für das Auflöserabgas vorgesehene Jodfiltern abgeschieden. Da bei der vom Antragsteller getroffenen Annahme 1% des Jodinventars des aufgelösten Brennstoffs in den Extraktionszyklus und in die Abfalllösungen gelangt, sind die Behälterabgassysteme des 1. Extraktionszyklus und die Abgassysteme der Anlagenteile, in denen hochaktiver Abfall (HAW) und mittelaktiver Abfall (MAW) vorliegt, mit Jodfiltern auszustatten. Diese Maßnahme ist realisierbar.

3.4 Kryptonrückhaltung

Das vom Antragsteller zur Kryptonrückhaltung vorgesehene Verfahren der Tieftemperaturrektifikation wurde im technischen Maßstab in der Bundesrepublik Deutschland bisher nicht erprobt. Zur Zeit werden jedoch Arbeiten zur Errichtung einer derartigen Anlage durchgeführt. Der Antragsteller verweist ferner auf Er-

fahrungen mit einer gleichartigen Anlage zur Gewinnung von Kr-85 in den USA. Nach Ansicht der RSK kann das vorgesehene Konzept der Kryptonrückhaltung realisiert werden. Bei der Detailauslegung müssen allerdings die Erfahrungen aus der Erprobung im technischen Maßstab berücksichtigt werden.

3.5 Tritiumabtrennung

Zur Bedeutung der Tritiumemission und zur Beurteilung der Rückhalteverfahren wird auf die entsprechenden Ausführungen in Kapitel II, Abschnitt 2.1 und Kapitel IV, Teil 2, Abschnitt 4 verwiesen.

4. Störfälle

4.1 Schutz gegen Einwirkungen von außen

Der Antragsteller hat zum Schutz gegen Flugzeugabsturz und chemische Explosionen außerhalb der Anlage ein gestaffeltes Konzept vorgesehen. Danach wird der Schutz der einzelnen Gebäudeteile entsprechend dem radiologischen Gefährdungspotential bzw. der sicherheitstechnischen Bedeutung der darin enthaltenen Anlagen bemessen. Dieses Konzept entspricht der erforderlichen Schadensvorsorge und ist realisierbar.

4.2 Einbau von Sandbettfiltern

Abluft oder Abgase, deren Aktivität durch die Störfälle

- Red-oil-Explosion im Plutoniumnitrat- oder im HAW-Verdampfer,
- Knallgasreaktion,
- Lösungsmittelbrand im 1. Extraktions- oder 3. Plutoniumzyklus,
- Zircaloybrand

wesentlich erhöht werden kann, sind zur Ertüchtigung der Abluftfiltersysteme zusätzlich über Sandbettfilter, Tiefbett-Faserfilter oder eine Kombination dieser Filter mit nachgeschalteten Schwebstofffiltern der Klasse S zu leiten. Es ist nachzuweisen, daß der mit der vorgesehenen Filteranordnung erreichbare Dekontaminationsfaktor mindestens 10^3 beträgt. Diese Anforderungen können nach dem Stand der Technik auch unter Störfallbedingungen erfüllt werden.

4.3 Brände innerhalb der Anlage

Die RSK ist der Meinung, daß neben konventionellen Bränden innerhalb der Anlage folgende Ereignisse in die Störfallanalyse einbezogen werden müssen:

- Lösungsmittelbrand in der Extraktion,
- Zircaloybrand unter Wasser,
- Brand von hochaktivem Schlamm.

Diese Brände innerhalb der Anlage können durch Brandschutzmaßnahmen und Filtersysteme (vgl. Abschnitt 4.2) beherrscht werden.

4.4 Explosionen innerhalb der Anlage

Nach Ansicht der RSK sind folgende Störfälle zu unterstellen:

- Exotherme Reaktionen von Prozeßchemikalien (z. B. Red-oil),
- Knallgasreaktion.

Die RSK hat diese Störfälle behandelt. Sie kommt zu dem Ergebnis, daß die Gebäude ohne besondere bautechnische Probleme gegen die dabei möglichen Belastungen ausgelegt werden können, so daß diese Störfälle durch Führen der Gebäudeabluft über die in Abschnitt 4.2 genannten Filtersysteme sicher beherrscht werden. Die RSK empfiehlt jedoch, auch die einzelnen Zellen gegen die zu unterstellenden Belastungen durch Explosionen auszulegen.

Weiterhin hält sie Vorkehrungen zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration für erforderlich, die ein Überschreiten der Zündgrenze verhindern. Diese Forderungen sind realisierbar. Zur Berechnung der Wasserstoffbildung durch β - und γ -Strahlung ist ein $G(\text{H}_2)$ -Wert von 0,44 Moleküle $\text{H}_2/100$ eV zugrunde zu legen. Ein niedrigerer Wert kann angesetzt werden, wenn vom Antragsteller experimentell nachgewiesen wird, daß dieser Wert unter den gegebenen Verhältnissen nicht überschritten werden kann.

4.5 Sicherheit gegen Kritikalität

Nach Ansicht der RSK muß die Unterkritikalität in den einzelnen Prozeßbereichen derart gewährleistet sein, daß es mindestens zweier voneinander unabhängiger, unwahrscheinlicher Ereignisabläufe bedarf, um eine kritische Anordnung zu erzeugen. Diese Forderung kann nach dem Stand der Technik erfüllt werden.

Der Antragsteller sieht zur Einhaltung der Unterkritikalität in einzelnen Prozeßbereichen u. a. eine homogene Vergiftung mit Gadolinium vor. Dieses Konzept zieht nach Meinung der RSK einen erheblichen Aufwand an Überwachungsmaßnahmen nach sich. Insbesondere muß die Bestimmung der Gadolinium-Konzentration mit großer Sicherheit und Präzision erfolgen. Die RSK empfiehlt daher, die Verwendung der homogenen Vergiftung auf sekundäre redundante Sicherheitsmaßnahmen zu beschränken. Ferner ist zur Konzeptbeur-

teilung eine Aufstellung der gewählten Kritikalitäts-spezifikationen vorzulegen.

Bei der Auslegung gegen Kritikalitätsstörfälle wurden 10^{20} Spaltungen zugrunde gelegt. Die RSK ist der Ansicht, daß damit alle in der Anlage denkbaren Kritikalitätsstörfälle mit ausreichendem Sicherheitsabstand abgedeckt sind.

4.6 Störfalldetektion

Der Antragsteller hat mit dem Sicherheitsbericht eine Störfallanalyse vorgelegt. Die RSK ist im Rahmen ihrer Stellungnahme zur grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums der Ansicht, daß die darin betrachteten sowie die von ihr zusätzlich genannten Störfälle beherrscht werden können. Zur Konzeptbeurteilung ist jedoch eine detaillierte Analyse erforderlich, aus der hervorgeht, wie, mit welcher Redundanz und nach welchen Auswahlkriterien Störfälle detektiert werden.

c) Zusammenfassung

Die RSK und die SSK stellen fest, daß mit dem vorgelegten Konzept bei Berücksichtigung der empfohlenen Änderungen die Prozeduren Zerlegung, Auflösung und Extraktion des Teilprojekts 2 realisiert und sicher betrieben werden können. Insbesondere sprechen jahrelange Erfahrungen in in- und ausländischen Anlagen dafür, daß die gewählten Verfahren mit der notwendigen Sicherheit gehandhabt werden können. Einzelne technische Neuentwicklungen, die in der Anlage zum Einsatz kommen sollen, sind in Versuchs- und Entwicklungsreihen bis zu einem Grade getestet und entwickelt worden, der die sichere Funktionsfähigkeit im Entsorgungszentrum erwarten läßt. Damit ist nach Ansicht der RSK und SSK sichergestellt, daß der erforderliche Schutz der Umgebung hinsichtlich der radiologischen und sonstigen Auswirkungen der Anlage im bestimmungsmäßigen Betrieb und bei Störfällen gewährleistet werden kann.

Teil 2: Abfallbehandlung und Zwischenlagerung

a) Beschreibung der Anlage

Die bei der Wiederaufarbeitung anfallenden radioaktiven Abfälle werden vor der Weitergabe an andere Teilprojekte zum Teil vorbehandelt und zwischengelagert. Im einzelnen wird dabei folgendermaßen verfahren:

Die zerlegten und ausgelaugten Brennelementhülsen werden in Container gefüllt und entweder in Naßlagern zwischengelagert oder in Zement eingegossen und trocken gelagert. Klärschlamm wird als Suspension in 175 m^3 -Tanks zwischengelagert. Zur Vermeidung von Sedimentationen sind Pulsatoren vorgesehen.

Flüssige hochaktive Abfälle aus der Extraktion werden konzentriert und anschließend in doppelwandigen, in Auffangwannen stehenden 1000 m^3 -Tanks zwischengelagert. Alle hierfür benötigten sicherheitstechnisch relevanten Anlagen sind redundant ausgelegt. Insbesondere sind zur Kühlung des Konzentrats mehrere redundante Kühlstränge vorgesehen.

Bei der Verarbeitung von mittelaktiven flüssigen Abfällen werden organische und wäßrige Abfälle getrennt behandelt. Vom organischen Teil werden zunächst nach dem Adduktverfahren Tributylphosphat sowie die darin enthaltenen Degradationsprodukte extrahiert und zwischengelagert. Das verbleibende Kerosin wird nach einer Feinreinigung recycelt. Die wäßrigen Abfälle werden durch Eindampfen eingedampft und zwischengelagert. Für beide Verfahren sind mindestens zwei redundante Verarbeitungslinien vorgesehen.

Schwach- und mittelaktive feste Abfälle werden auf unterschiedliche Weise kompaktiert und in Zement eingegossen. Schwachaktive Abwässer werden gereinigt und weitgehend recycelt. Stärker tritiumhaltige wäßrige Abfälle werden zwischengelagert.

Das in der Aufklärungsabgasreinigung abgetrennte Krypton wird in Druckgasflaschen abgefüllt und ebenfalls zwischengelagert.

Die vorgesehenen Verfahren der Abfallbehandlung und Zwischenlagerung basieren zum größten Teil auf jahrelangen Erfahrungen in anderen Wiederaufarbeitungsanlagen und sonstigen kerntechnischen Anlagen.

b) Beurteilung

Die RSK hat diese Verfahren bezüglich ihrer sicherheitstechnischen Realisierbarkeit geprüft und dabei insbesondere diejenigen Verfahrensschritte eingehend diskutiert, für die Erfahrungen nur in begrenztem Umfang vorliegen. Sie kommt dabei zu folgendem Ergebnis:

1. Redundanz der Kühlung von flüssigen hochaktiven Abfällen

Die RSK hält die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums unter Berücksichtigung des Reparaturfalls für erforderlich, wobei die auf Grund der langsamen Aufheißvorgänge zur Fehlererkennung sowie für Umschalt- und Reparaturvorgänge zur Verfügung stehende Zeit berücksichtigt werden darf. Die RSK ist der Ansicht, daß auf diese Weise eine zuverlässige Kühlung sichergestellt werden kann.

Zur Konzeptbeurteilung ist die Vorlage von Schalt- und Aufstellungsplänen erforderlich, aus denen der Aufbau des Kühlsystems, einschließlich seiner räumlichen Vermaschungspunkte sowie seiner Energie- und Hilfsmedienversorgung ersichtlich ist. Bei der Ausarbeitung dieser Pläne sollte eine Harmonisierung der Auslegungsmaßstäbe mit anderen Teilprojekten angestrebt werden.

2. Redundanz der Behälter zur Zwischenlagerung flüssiger hochaktiver Abfälle

Der Antragsteller sieht für die Zwischenlagerung flüssiger hochaktiver Abfälle doppelwandige Edelstahltanks vor. Diese Behälter stehen in Zellen, deren Edelstahl-Auffangwannen im Leckagefall den gesamten Tankinhalt auffangen können und auf Leckage der Behälter überwacht werden. Die RSK stimmt dieser Konzeption zu.

Da die Behälter in gefülltem Zustand nur auf Leckage prüfbar sind, muß eine Redundanz in Form von Reservekapazität vorgesehen werden. Bis zur Konzeptbeurteilung sind Unterlagen vorzulegen, aus denen hervorgeht, wieviel Zeit im Falle einer Leckage für die Wiederherstellung des ursprünglichen Redundanzgrades erforderlich ist. Die Bereitstellung ausreichend redundanter Zwischenlagerkapazität ist realisierbar.

3. Lagerkonzept der Feedklärschlämme

Der Antragsteller sieht die Lagerung von Feedklärschlämmen als Suspension vor. Bis zur Konzeptbeurteilung ist detailliert nachzuweisen, daß bei dieser Form der Lagerung Sedimentationen größeren Ausmaßes ausgeschlossen werden können. Weiterhin ist nachzuweisen, daß der Ausfall von Pulsatoren keine Sedimentationen nach sich zieht, deren Kritikalitätssicherheit oder deren ausreichende Kühlbarkeit nicht gewährleistet ist. Ferner ist zu zeigen, daß die Förderbarkeit der Schlämme in jedem Falle gewährleistet ist. Im übrigen ist zur Konzeptbeurteilung eine Darstellung des Kühlsystems in dem in Abschnitt 1 beschriebenen Umfang erforderlich. Sollten die Nachweise nicht in befriedigender Form geführt werden können, ist eine andere Form der Lagerung vorzusehen. Die RSK hält eine sichere Form der Lagerung von Feedklärschlamm für realisierbar.

4. Tritiumbehandlung

Eine weitere Verringerung der Tritiumableitung sollte nach Ansicht der RSK und der SSK angestrebt werden (s. Kapitel II, Abschnitt 2.1). Dies ist durch Herabsetzung des Wasserdampfgehaltes des Abgases, insbesondere aus den HAW-Lagertanks, möglich.

Zur Sicherstellung der Zwischenlagerung von stärker tritiumhaltigen Abwässern ist die vorgesehene Lagerkapazität nur bedingt ausreichend. Die RSK hält es daher für erforderlich, daß hierfür größere Reserven geschaffen werden. Schwierigkeiten bezüglich der sicherheitstechnischen Realisierbarkeit sieht die RSK nicht.

5. Adduktverfahren

Zur Trennung des Tributylphosphats vom Kerosin im organischen mittelaktiven Abfall sieht der Antragsteller das Adduktverfahren vor. Dieses Verfahren wurde bisher noch nicht im industriellen Maßstab bei der Abfallbehandlung in Wiederaufarbeitungsanlagen erprobt. Doch wurden bei der halbtechnischen Anwendung dieses Verfahrens, z. B. im Kernforschungszentrum Karlsruhe, gute Erfahrungen gesammelt. Die Einlagerung der aus dem Adduktverfahren resultierenden Abfälle wurde bereits in dem Versuchs-Endlager Asse demonstriert. Weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Verfahren, insbesondere im Hinblick auf den Einfluß organischer Radiolyseprodukte, sind jedoch noch erforderlich. Die RSK erwartet, über die dabei gewonnenen Erfahrungen unterrichtet zu werden. Die ausstehenden Untersuchungen stellen die Realisierbarkeit des vorgesehenen Verfahrens nicht in Frage.

6. Radiolyseprodukte organischer Lösungsmittel

Vor allem im hochaktiven Bereich der Extraktion kommt es durch Radiolyse zur Degradation organischer Lösungsmittel. Durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind bis zur Konzeptbeurteilung die Zusammensetzung und der Gesamtumfang der Degradationsprodukte zu bestimmen, um das Explosionsrisiko bei der Tanklagerung organischer Abfalllösungen besser ermitteln zu können. Die erforderlichen Schutzmaßnahmen können dann festgelegt werden. An der Realisierbarkeit solcher Maßnahmen bestehen keine Zweifel.

7. Kryptonzwischenlagerung

Das Konzept der Kryptonzwischenlagerung ist dem bei der Sicherstellung von Krypton im Teilprojekt 6 vergleichbar (s. Kapitel VIII). Da jedoch die aus dem Zwischenlager abzuführende Wärme pro Flasche wegen der erst kurzen Abklingzeit des Kryptons höher liegt, muß nach Ansicht der RSK die Zwangskühlung des Zwischenlagers hinsichtlich Redundanz und Zuverlässigkeit höherwertig ausgelegt werden. Dies kann realisiert werden.

8. Störfälle

8.1 Brände und Explosionen innerhalb der Anlage

Für die Behandlung der Störfälle

— Brände innerhalb der Anlage,

— Explosionen innerhalb der Anlage

wird auf die entsprechenden Ausführungen in den Abschnitten 4.2 bis 4.4 in Teil 1 verwiesen.

8.2 Schutz gegen Einwirkungen von außen

Der Antragsteller sieht einen Schutz gegen die zu unterstellenden Einwirkungen von außen für alle Bereiche der Behandlung und Zwischenlagerung von hoch- und mittelaktiven flüssigen sowie brennbaren festen mittelaktiven Abfällen vor. Diese Maßnahme entspricht der erforderlichen Schadensvorsorge und ist realisierbar. Es ist aber bei der späteren Detailprüfung noch nachzuweisen, daß durch äußere Einwirkungen auf die übrigen Bereiche keine radiologischen Auswirkungen zu befürchten sind, welche die Störfallplanungs-dosisgrenzwerte nach § 28 Abs. 3 StrlSchV übersteigen. Dabei sind auch die Auswirkungen der Zerstörung von Teilen der Energie- und Medienversorgung zu untersuchen. Sollte der Nachweis, daß diese Auswirkungen ungefährlich sind, nicht geführt werden können, müssen die betreffenden Teile gegen Einwirkungen von außen geschützt werden. Dies ist nach dem Stand der Technik möglich. Ferner hält es die RSK zur weiteren Verbesserung des Schutzes gegen äußere Einwirkungen für erforderlich, die Gebäudeteile für die Zwischenlagerung der hochaktiven flüssigen Abfälle so anzuordnen, daß die Oberkante der Lagertanks auf der Höhe des Geländeneiveaus liegt.

c) Zusammenfassung

Die RSK und die SSK sind der Ansicht, daß die Prozeßbereiche Abfallbehandlung und Zwischenlagerung des Teilprojektes 2 bei Berücksichtigung der vorstehenden Empfehlungen realisiert und sicher betrieben werden können. Insbesondere wurden im Hinblick auf die Minimierung der Abfallvolumina sowie der radioaktiven Abgaben geeignete Verfahren gewählt. Technisch zur Zeit noch nicht ausreichend erprobte Verfahren, wie z. B. das Adduktverfahren, werden nur an sicherheitstechnisch weniger bedeutsamen Stellen vorgesehen. Die RSK hält diese Verfahren für realisierbar. Sie kommt daher mit der SSK zu dem Schluß, daß der erforderliche Schutz hinsichtlich der radiologischen und sonstigen Auswirkungen der Anlage im bestimmungsmäßigen Betrieb und bei Störfällen gewährleistet werden kann und diese Teile des Entsorgungszentrums sicherheitstechnisch realisierbar sind.

V. Teilprojekt 3: Uranverarbeitung

a) Beschreibung der Anlage

Das in den abgebrannten Brennelementen enthaltene Uran wird nach der Abtrennung in der Wiederaufbereitungsanlage des Teilprojektes 2 in Form von Uranylinitrat an das Teilprojekt 3 zur Weiterverarbeitung abgegeben. Ziel der Verarbeitung ist es, das Uranylinitrat in sinterfähiges Urandioxid überzuführen. Hierfür sieht der Antragsteller das sogenannte Ammoniumuranylcarbonat-Verfahren vor. Nach der Umwandlung des Uranylinitrats in Urandioxid wird ein Teil davon an das Teilprojekt 4 zur Vermischung mit Plutonium abgegeben. Der Rest wird zur Wiederanreicherung in entsprechende Anlagen außerhalb des Entsorgungszentrums gebracht.

Die Uranverarbeitungsanlage ist ausgelegt für einen jährlichen Durchsatz von 1400 t schwach angereicherten Urans ($\leq 1,8\%$ U-235). Ihr Aufbau ist 8strängig, wobei ein Strang als Reserve vorgesehen ist.

Die bei der Uranverarbeitung anfallenden radioaktiven Prozeßchemikalien werden weitgehend rezykliert. Insbesondere ist vorgesehen, schwachaktive Abwässer zur Wiederaufbereitung an das Teilprojekt 2 abzugeben. Lediglich schwachaktive feste Abfälle sollen in Teilprojekt 5 zementiert und später endgelagert werden. Eine Abgabe von Aktivität an die Umgebung erfolgt nur in geringen Mengen mit der Abluft über den Kamin. Der Antragsteller geht auf Grund der bei der Reaktor-Brennelement-Union (RBU) vorliegenden Erfahrungen einer α -Aktivitätsabgabe von $3 \cdot 10^{-2}$ Ci/a aus.

Einen besonderen Schutz der Gebäude gegen äußere Einwirkungen sieht der Antragsteller nicht vor. Nach seiner Meinung ist in solchen Fällen nicht zu befürchten, daß die Störfallplanungs-dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung überschritten werden.

b) Beurteilung

1. Uranverarbeitungsverfahren

Das vom Antragsteller vorgesehene Verfahren für die Uranverarbeitung beruht auf über zehnjährigen Erfahrungen mit der Herstellung von Uranbrennelementen in der Bundesrepublik Deutschland. Alle Verfahrensschritte können als verfahrenstechnisch weitgehend ausgereift angesehen werden. Aus diesem Grunde besteht nach Ansicht der RSK an der Realisierbarkeit dieses Teilprojektes kein Zweifel.

Vom Antragsteller wurde im Verlauf der Beratungen

angedeutet, daß er einige verfahrenstechnische Änderungen erwägt. Die hierbei in Betracht kommenden Verfahren versprechen eine erhebliche Verminderung der festen radioaktiven Abfallmengen. Die RSK begrüßt daher derartige Überlegungen. Entsprechende Untersuchungen von Anlagen im halbertechnischen Maßstab zeigen, daß die sicherheitstechnische Realisierbarkeit dieser Verfahren gegeben ist. Die RSK hält es jedoch für erforderlich, daß vor einer endgültigen Entscheidung hierüber eingehend die sicherheitstechnischen Konsequenzen, einschließlich der möglichen Schadstoffemissionen, untersucht werden. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sollen für eine abschließende Meinungsbildung zur Konzeptbeurteilung vorliegen.

2. Umfang der erforderlichen Abschirmmaßnahmen

Um bei der Verarbeitung von wiederaufgearbeitetem Uran eine im Vergleich zu nicht rezykliertem Uran höhere Strahlenbelastung des Betriebspersonals zu vermeiden, sind bis zur Konzeptbeurteilung geeignete Abschirmmaßnahmen zu untersuchen. An der Realisierbarkeit solcher Maßnahmen bestehen keine Zweifel.

3. Störfälle

Die vom Antragsteller vorgelegten Untersuchungen über Störfälle innerhalb der Anlage und über Einwirkungen von außen lassen erkennen, daß die Störfallplanungs-dosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV eingehalten werden können. Die RSK erwartet zur Konzeptbeurteilung eine detaillierte Störfallanalyse, in der die Störfallabläufe eingehend beschrieben und die Freisetzungsmechanismen begründet werden.

Besondere Schutzmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen hat der Antragsteller nicht vorgesehen. Die RSK und die SSK sind der Ansicht, daß wegen der wesentlich geringeren spezifischen Aktivität des Urans im Vergleich zu der des Plutoniums solche Schutzmaßnahmen nur dann erforderlich sind, wenn die vom Antragsteller vorzulegenden Analysen ergeben, daß bei Einwirkungen von außen die Störfallplanungs-dosisgrenzwerte überschritten werden können.

c) Zusammenfassung

Die RSK und die SSK stellen fest, daß auf Grund der langjährigen Erfahrungen mit der Uranverarbeitung an ihrer sicherheitstechnischen Realisierbarkeit kein Zweifel besteht. Insbesondere können ein sicherer Betrieb der Anlage sowie der erforderliche Schutz der Umgebung hinsichtlich der radiologischen und sonstigen Auswirkungen der Anlage im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen gewährleistet werden.

Selbst bei den schwersten denkbaren Unfällen sind wegen der geringen Flüchtigkeit und spezifischen Aktivität des Urans keine schwerwiegenden Auswirkungen zu erwarten.

VI. Teilprojekt 4: Plutonium-Brennelementherstellung

a) Beschreibung der Anlage

Das in den abgebrannten Brennelementen enthaltene Plutonium wird nach der Abtrennung in der Wiederaufbereitungsanlage des Teilprojektes 2 in Form von Plutoniumnitrat an das Teilprojekt 4 abgegeben. Die Übergabe erfolgt über ein geschlossenes, unterirdisch geführtes Leistungssystem. Das Plutoniumnitrat wird zunächst in pulverförmiges Plutoniumdioxid umgewandelt und anschließend mit dem aus dem Teilprojekt 3 angelieferten Urandioxid vermischt. Das Mischoxidpulver wird nach Bedarf gepreßt, granuliert und homogenisiert. Im Anschluß daran wird das Pulver durch Pressen, Sintern und Schleifen zu Pellets verarbeitet. Die Pellets werden in Brennstabhlrohre eingefüllt und die Hüllrohre verschweißt. Die fertigen Brennstäbe werden zu Brennelementen zusammengebaut.

Die gesamte Anlage ist zur Zeit ausgelegt für einen Durchsatz von 14 t Plutonium sowie 350 t Uran pro Jahr. Dabei wird für Plutonium die folgende Isotopenzusammensetzung spezifiziert: 2% Pu-238, 54% Pu-239, 25% Pu-240, 14% Pu-241 und 5% Pu-242. Es ist sowohl die Fertigung von Brennelementen für Leichtwasserreaktoren als auch für Schnelle Brutreaktoren vorgesehen. Um die notwendigen Umstellungsmaßnahmen für die Fabrikation der einzelnen Brennelementtypen parallel zu den laufenden Arbeiten durchführen zu können und um längere Stillstandszeiten durch Reparaturen zu vermeiden, ist die Anlage in den einzelnen Verfahrensabschnitten mit bis zu 11 getrennten Strängen ausgerüstet. Die Behandlung der radioaktiven Abfälle entspricht dem Vorgehen in Teilprojekt 3. Daher kann eine Abgabe radioaktiver Stoffe nur kontrolliert mit der Abluft über den Kamin erfolgen. Der Antragsteller legt der Berechnung der radiologischen Auswirkungen im bestimmungsgemäßen Betrieb eine Abgabe von 5 mCi Plutonium pro Jahr zugrunde. Er weist jedoch darauf hin, daß die Erfahrung in gleichartigen, in Betrieb befindlichen Anlagen um Größenordnungen geringere Werte zeigt.

Der Antragsteller sieht vor, alle Gebäudeteile, in denen Plutoniumverbindungen in dispersibler Form, d. h. flüssig oder als Pulver vorkommen, gegen alle zu unterstellenden äußeren Einwirkungen zu schützen. Dies gilt auch für die Übergabeleitung von Teilprojekt 2.

b) Beurteilung

Die RSK und die SSK stützen sich bei ihrer Beurteilung auf die über zehnjährigen Erfahrungen in der Bundesrepublik Deutschland mit der Verarbeitung von Plutonium zu Mischoxidbrennelementen. Weitere umfangreiche Erfahrungen hierüber liegen im Ausland vor. Hierauf aufbauend, kommen die RSK und die SSK nach eingehender Diskussion zu folgendem Beratungsergebnis:

1. Redundanz sicherheitstechnisch relevanter Systeme

Zur detaillierten Beurteilung der notwendigen Redundanz sicherheitstechnisch relevanter Systeme (Lüftung, Kühlung, Elektrizitätsversorgung) ist nach Ansicht der RSK von Bedeutung, welche Ausfallzeiten für derartige Systeme aus sicherheitstechnischer Sicht tragbar sind. Die RSK hält es daher für erforderlich, daß bis zur Konzeptbeurteilung vom Antragsteller eine Aufstellung vorgelegt wird, aus der die sicherheitstechnischen Konsequenzen des Ausfalls der genannten Systeme bei unterschiedlichen Ausfallzeiten hervorgehen. Eine ausreichend redundante Auslegung ist realisierbar.

2. Einrichtungen und Verfahren zur anlageninternen Plutoniumrückführung

Der Antragsteller sieht vor, plutoniumhaltige Prozeßrückstände aufzuarbeiten und zurückzuführen. Ein Konzept, das die hierfür vorgesehenen Einrichtungen und Verfahren beschreibt, lag der RSK vor. Diese Verfahren, einschließlich der sicheren Konditionierung der anfallenden plutoniumhaltigen Abfälle, sieht die RSK als realisierbar an.

3. Sicherheitsvorkehrungen bei der Plutoniumhandhabung

Das Konzept des geplanten Entsorgungszentrums stellt nach Ansicht der RSK im Hinblick auf die Proliferationssicherheit aus folgenden Gründen eine vorteilhafte Lösung dar:

- Durch Zusammenlegen aller wesentlichen Anlagen des Brennstoffkreislaufs an einen Standort entfällt praktisch die mit Spaltstofftransporten verbundene Proliferationsgefahr.
- Konzeption und Aufbau der Umschließung sowie umfangreiche Maßnahmen zur Kontrolle und Bilanzierung der Spaltstoffe behindern wirksam den unkontrollierten Zugriff auf Plutonium.
- Durch eine Bauweise, welche weitgehend Schutz gegen äußere Einwirkungen bietet, ist der gewaltsame Zugriff auf Plutonium nahezu auszuschließen.

Aus diesem Grunde kann die Entscheidung über in der Diskussion befindliche Konzepte zur Erhöhung der Proliferationssicherheit (Copräzipitation, Denaturierung) zurückgestellt werden, bis durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten die sicherheitstechnischen Vor- und Nachteile dieser Konzepte geklärt sind.

Auch die Entscheidung darüber, ob insbesondere bei der Verarbeitung hochabgebrannten bzw. rezyklierten Plutoniums der Einsatz von Handschuhkästen ausreichend ist oder ob eine weitere Automatisierung oder zusätzliche Abschirmungen der Reduzierung der Strahlenbelastung des Personals notwendig sind, ist erst bis zur Konzeptbeurteilung erforderlich.

Für die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit sind beide Entscheidungen ohne Einfluß.

4. Störfälle

Die relevanten und vom Antragsteller untersuchten Störfälle lassen erkennen, daß die Einhaltung der Störfalldosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV gewährleistet werden kann. Die RSK erwartet aber bis zur Konzeptbeurteilung die Vorlage einer detaillierten Störfallanalyse, die eine eingehende Beschreibung der Störfallabläufe sowie eine Begründung für die angenommenen Freisetzungsmechanismen enthält.

4.1 Sicherheit gegen Kritikalität

Von sicherheitstechnischer Bedeutung ist bei der Plutoniumverarbeitung insbesondere die Gewährleistung der Unterkritikalität. Nach Ansicht der RSK muß die Unterkritikalität in den einzelnen Prozeßbereichen derart gewährleistet sein, daß es mindestens zweier voneinander unabhängiger, unwahrscheinlicher Ereignisse bedarf, um eine kritische Anordnung zu erzeugen. Eine Aufstellung der gewählten Kritikalitätsspezifikationen ist vom Antragsteller bis zur Konzeptbeurteilung vorzulegen.

Die in der Störfallbetrachtung vorgelegte Analyse, die auf einer Gesamtzahl von 10^{18} Spaltungen basiert, hält die RSK nicht für hinreichend konservativ. Sie erwartet daher im Rahmen der detaillierten Störfallanalyse die Unterstellung eines Kritikalitätsstörfalles mit $5 \cdot 10^{18}$ Spaltungen. Ein Kritikalitätsstörfall des in Teilprojekt 2 beschriebenen Ausmaßes (s. Kapitel IV, Teil 2, Abschnitt 4.5) ist hier nicht zu unterstellen, da Plutonium, soweit es als Lösung vorliegt, in von der Geometrie her sicheren Behältern gehandhabt wird.

Die zur Gewährleistung der Unterkritikalität sowie zur Beherrschung eines Kritikalitätsstörfalles erforderlichen Maßnahmen sind nach Ansicht der RSK sicherheitstechnisch realisierbar.

4.2 Schutz gegen Einwirkungen von außen

Ein Schutz gegen Einwirkungen von außen wird vom Antragsteller nur für die Plutoniumlager und diejenigen Gebäudeteile vorgesehen, in denen Plutonium in Form flüssiger oder pulverförmiger Verbindungen vorliegt. Dieser Konzeption kann sich die RSK nur unter dem Vorbehalt anschließen, daß in den detaillierten Analysen, die zur Konzeptbeurteilung vorzulegen sind, nachgewiesen werden kann, daß bei Einwirkungen von außen auf die Plutonium enthaltenden, ungeschützten Bereiche die Störfallplanungs-dosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV eingehalten werden. Andernfalls ist für diese Bereiche ein Schutz gegen äußere Einwirkungen erforderlich und möglich.

c) Zusammenfassung

Die RSK und die SSK kommen zu dem Ergebnis, daß bei Berücksichtigung ihrer Empfehlungen ein sicherer Betrieb der Anlage möglich ist. Die für die Plutoniumverarbeitung und Brennelementherstellung vorgesehenen Verfahren basieren durchweg auf langjährigen Erfahrungen, so daß ihre grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit außer Frage steht. Die RSK und die SSK kommen daher zu dem Schluß, daß der erforderliche Schutz hinsichtlich der radiologischen und sonstigen Auswirkungen der Anlage im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen gewährleistet werden kann.

VII. Teilprojekt 5: Abfallbehandlung

a) Beschreibung der Anlage

Die in der Abfallbehandlung zusammengefaßten Verfahrensschritte umfassen die für die anschließende Endlagerung erforderliche Konditionierung der in den Teilprojekten 2 bis 4 anfallenden radioaktiven Abfälle. Die Abfälle aus dem Teilprojekt 2 werden nur insoweit endbehandelt, wie dies nach der dort bereits erfolgten Abfallbehandlung erforderlich ist. Im einzelnen sind die folgenden Verfahren vorgesehen:

Flüssige hochaktive Abfälle ($600 \text{ m}^3/\text{a}$) sollen nach einer Zwischenlagerung von etwa 5 Jahren verglast werden. Hierfür ist das in Frankreich entwickelte AVM-Verfahren (Atelier de Vitrification de Marcoule) vorgesehen. Parallel dazu befinden sich in der Bundesrepublik Deutschland Alternativ-Verfahren in der Entwicklung. Nach der Verglasung ist eine weitere Zwischenlagerung der Glasblöcke geplant, so daß insgesamt eine Abklingzeit von mindestens 10 Jahren vor dem Einbringen in das Endlager eingehalten wird.

Mittelaktive feste Abfälle, wie ausgelaugte Brennelementhüllen ($700 \text{ m}^3/\text{a}$) und Feedklärschlämme ($70 \text{ m}^3/\text{a}$), werden, sofern dies noch nicht in Teilprojekt 2 erfolgt ist, in Zement eingegossen.

Organische mittelaktive Abfälle ($120 \text{ m}^3/\text{a}$) aus der Extraktion werden in PVC fixiert und in 200 l-Fässern der Endlagerung zugeführt.

Mittelaktive wäßrige Abfälle ($1500 \text{ m}^3/\text{a}$) werden zunächst denitriert und konzentriert. Anschließend erfolgt eine Vermischung mit Bitumen, wobei das Restwasser abgeschieden wird. Die verbleibenden, in Bitumen eingebetteten radioaktiven Stoffe werden in Fässer abgefüllt und verschlossen.

Schwachaktive Abfälle ($2600 \text{ m}^3/\text{a}$) aus den Teilprojekten 3 und 4 werden zementiert oder mit Zement angerührt. In der gleichen Weise wird nach einer Zwischenlagerung mit den Core-Bauteilen ($310 \text{ m}^3/\text{a}$) verfahren.

Für alle Anlagenteile, in denen hoch- und mittelaktive Abfälle verarbeitet werden, sieht der Antragsteller einen Vollschutz gegen äußere Einwirkungen vor.

b) Beurteilung

Die RSK und die SSK haben das vorliegende Konzept der Abfallbehandlung eingehend diskutiert und geben im einzelnen hierzu folgende Empfehlungen ab:

1. Endbehandlung von Feedklärschlämmen

Nach Ansicht der RSK ist ein geeignetes Verfahren zur Verfestigung von Feedklärschlämmen, wie z. B. Zementierung, realisierbar. Sie empfiehlt jedoch weitere Untersuchungen darüber, wie durch eine Nachbehandlung der Feedklärschlämme der Anteil des auf diesem Wege zur Endlagerung gelangenden Plutoniums weiter verringert werden kann. Möglichkeiten hierfür wurden vom Antragsteller aufgezeigt, sind aber noch nicht ausreichend erprobt.

Die geforderten Untersuchungen stellen das Konzept der Endbehandlung aus sicherheitstechnischer Sicht nicht in Frage, da die Endlagerfähigkeit der entstehenden Produkte auf jeden Fall gewährleistet werden kann und ein relativ großer Zeitraum bis zur Errichtung dieser Anlagen zur Verfügung steht.

2. Redundanz der Kühlung für Behälter mit hochaktiven Spaltproduktlösungen

Eine ausreichende Redundanz der Kühlung aller sicherheitstechnisch wichtigen Behälter mit selbsterhitzenden Spaltproduktlösungen muß bis zur Konzeptbeurteilung nachgewiesen werden. Probleme im Hinblick auf die sicherheitstechnische Realisierbarkeit sind damit nicht verbunden.

3. Verglasung hochaktiver Abfälle

Das vom Antragsteller vorgesehene Konzept zur Verglasung der hochaktiven Abfälle basiert auf dem französischen AVM-Verfahren. Eine Prototypanlage, die dieses Verfahren anwendet und deren Kapazität der für das Entsorgungszentrum vorgesehenen Anlage entspricht, wird zur Zeit in Marcoule (Frankreich) in Betrieb genommen. Abweichend vom AVM-Verfahren wird vom Antragsteller zusätzlich ein vorgeschalteter Denitrator vorgesehen. Die RSK erwartet hieraus eine sicherheitstechnische Verbesserung.

Die zur Zeit neben dem AVM-Verfahren in der Entwicklung oder Erprobung befindlichen Konzepte zur Verglasung hochaktiver Abfälle sollten unabhängig von der für das Entsorgungszentrum getroffenen Wahl weiter intensiv untersucht werden, um ggf. die daraus erwachsenden verfahrenstechnischen und Produktverbesserungen bei der Planung einfließen zu lassen.

Ferner sind nach Ansicht der RSK weitere Untersuchungen darüber erforderlich, welche Vorgehensweise bei der Behandlung von Kokillen mit Fehlchargen als optimal anzusehen ist. Die Klärung dieser Frage muß bis zur betreffenden Teilerrichtungsgenehmigung erfolgen. Die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit der Verglasung hochaktiver Abfälle wird hiervon nicht berührt.

4. Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei der Verglasung

Im Hinblick auf mögliche Leckagen muß der Betriebsdruck des Kalzinators und der Verglasungsanlage jederzeit unter dem Druck der umschließenden Zelle gehalten werden.

Die verflüchtigten Anteile radioaktiver Stoffe (z. B. Ruthen, Cäsium und weitere Aerosole) sollen in hochwirksamen Filteranlagen zurückgehalten werden. Diese bestehen in der Regel aus Abgaskondensator, Naßwäscher aus mehreren hintereinandergeschalteten Kolonnen, Gastrockner und einem Schwebstofffiltersystem (Schwebstofffilter der Klasse S in der Bauform von Kesselluftfiltern). Ein entsprechendes Filtersystem ist redundant in zwei verschiedenen Zellen zu installieren. Es ist nachzuweisen, daß durch die gewählte Art der Vorfiltration eine unzulässige Beladung der Schwebstofffilter der Klasse S ausgeschlossen wird. Ggf. sind zusätzliche Filterkomponenten zur Reduktion der Ruthen- und Aerosolkonzentration in der Zuluft der Schwebstofffilter der Klasse S vorzusehen. Eine auch bei Störfällen sichere Auslegung der Filteranlage ist nach dem Stand der Technik möglich.

5. Störfälle

Die RSK und die SSK sind der Ansicht, daß die Störfallplanungs-dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung für die zu unterstellenden Störfälle eingehalten werden können. Bis zur betreffenden Teilerrichtungsgenehmigung erwarten sie jedoch eine detaillierte Störfallanalyse.

5.1 Schutz gegen Einwirkungen von außen

Der Antragsteller sieht die Auslegung der Gebäude für die Endbehandlung der hoch- und mittelaktiven Abfälle gegen alle zu unterstellenden Einwirkungen von außen vor. Dieses Konzept entspricht der erforderlichen Schadensvorsorge und ist realisierbar. Bis zur betreffenden Teilerrichtungsgenehmigung ist jedoch nachzuweisen, daß der Weiterbetrieb dieser Anlagenteile nach allen derartigen Störstellen gewährleistet ist. Das ist nach dem Stand von Wissenschaft und Technik möglich.

Zur weiteren Verbesserung des Schutzes gegen äußere Einwirkungen hält es die RSK für erforderlich, die Gebäudeteile, in denen flüssige hochaktive Abfälle behandelt werden, entweder durch Anschüttung oder durch Absenkung so anzuordnen, daß die Gebäudeoberkante mit dem Erdreich abschließt.

5.2 Explosionen innerhalb der Anlage

Nach Ansicht der RSK müssen die folgenden zwei Störfälle besonders beachtet werden:

- Denitratorzerknall durch exotherme chemische Reaktionen, insbesondere bei der Zündung eines Ameisensäure-Luft-Gemisches,
- Knallgasreaktion.

Die RSK hat diese Störfälle behandelt. Sie ist der Ansicht, daß die Gebäude ohne besondere bautechnische Probleme gegen die dabei auftretenden Belastungen ausgelegt werden können. Abgase, deren Aktivität durch diese Störfälle wesentlich erhöht werden kann, sind zur Ertüchtigung der Abluftfiltersysteme zusätzlich über Sandbettfilter, Tiefbett-Faserfilter oder eine Kombination dieser Filter mit nachgeschalteten Schwebstofffiltern der Klasse S zu leiten. Es ist nachzuweisen, daß der mit der vorgesehenen Filteranordnung erreichbare Dekontaminationsfaktor mindestens 10^3 beträgt. Diese Anforderungen können nach dem Stand der Technik auch unter Störfallbedingungen erfüllt werden.

5.3 Brände innerhalb der Anlage

Zur sicheren Beherrschung konventioneller Brände innerhalb der Anlage reichen die vorgesehenen und zusätzlich geforderten Brandsicherheitsmaßnahmen und Filtersysteme aus.

c) Zusammenfassung

Die RSK und die SSK sind der Ansicht, daß die Anlagen zur Endbehandlung radioaktiver Abfälle bei Berücksichtigung der obigen Empfehlungen realisiert und sicher betrieben werden können. Die bei der Beurteilung nicht im einzelnen angesprochenen Verfahren zur Behandlung mittel- und schwachaktiver Abfälle beruhen auf gängigen und vielfach erprobten Verfahren und sind daher Stand der Technik. Die vorliegenden Ergebnisse aus Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Behandlung hochaktiver Abfälle zeigen, daß auch diese Verfahren mit der notwendigen Sicherheit realisiert und betrieben werden können. Die RSK und die SSK kommen daher zu dem Schluß, daß der erforderliche Schutz hinsichtlich der radiologischen und sonstigen Auswirkungen der Anlage im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen gewährleistet werden kann.

VIII. Teilprojekt 6: Abfallendlagerung

a) Beschreibung der Anlagen

Die im Entsorgungszentrum anfallenden radioaktiven Abfälle sollen — mit Ausnahme des abgetrennten Tritiums und Kryptons — nach ihrer Endkonditionierung in einem für die Endlagerung geeigneten Salzstock eingelagert werden. Hierfür sollen eigens für die Endlagerung ausgelegte Bergwerksanlagen in einem unverritzten Salzstock angelegt werden. Es ist vorgesehen, den Standort des Entsorgungszentrums so zu wählen, daß die Schächte dieser Bergwerksanlagen auf dem Werksgelände liegen, um den Umfang der Transporte radioaktiver Abfälle zu minimieren.

Die schwach- und mittelaktiven Abfälle sollen in Zement, Bitumen oder Kunststoff verfestigt und in Kammern untertage mit Versatz, d. h. mit zusätzlicher Verfüllung deponiert werden. Die in Glas eingeschmolzenen und mit einer Stahlhülle umschlossenen hochaktiven Abfälle sollen in Bohrlöcher versenkt werden, die von Strecken im Bergwerk niedergebracht werden. Die oberen Teile der Bohrlöcher sollen anschließend mit Salz, Beton oder anderen geeigneten Materialien verfüllt und die Strecken abschließend teilweise ebenfalls verfüllt und verschlossen werden.

Die bei der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung anfallenden tritiumhaltigen Wasser sollen durch Bohrungen von übertage in geeignete Formationen des tieferen Untergrundes verpreßt werden.

Das im Teilprojekt 2 abgetrennte und in Flaschen abgefüllte Krypton soll in einem besonderen, gegen äußere Einwirkungen geschützten Lager übertage für die zum Abklingen erforderliche Zeit sichergestellt werden.

b) Beurteilung

Für die Beurteilung der grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit der Endlagerung radioaktiver Stoffe können Erfahrungen aus verschiedenen technischen Bereichen herangezogen werden. Zum einen ist das Abteufen von Schächten und das Auffahren von Grubenbauen in Salzformationen eine Technik, bei der auf Grund der jahrzehntelangen Erfahrungen in Salzbergwerken ein ausreichend hohes technisches Niveau erreicht ist. Zum anderen existieren in der Bundesrepublik Deutschland seit 10 Jahren Betriebserfahrungen mit der Versuchseinlagerung schwachaktiver und seit 5 Jahren Betriebserfahrungen mit der Versuchseinlagerung mittelaktiver Abfälle im Salzbergwerk Asse II. Schließlich wird die Einlagerung von chemischen — allerdings nicht nuklearen — Abfällen in dem Salzbergwerk Herfa-Neurode seit 5 Jahren durchgeführt.

Die Verpressung von radioaktiven Abwässern wird bereits seit über 10 Jahren in den USA und der UdSSR erprobt bzw. durchgeführt. Die Technik ist ferner der bereits praktizierten Verpressung von Salzwasser in Erdöllagerstätten sowie der Verpressung anderer Industrieabwässer vergleichbar, wobei zum Teil erheblich größere Mengen beiseite getrieben werden als die im Entsorgungszentrum anfallenden tritiumhaltigen Wasser.

Aufbauend auf den genannten Erfahrungen und nach eingehender Behandlung insbesondere der neuartigen Probleme, kommen die RSK und die SSK bei der Beurteilung zu folgendem Ergebnis:

1. Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Salzstock

1.1 Grundsätze

Die Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb des Endlagers muß einen dauerhaften Abschluß der gelagerten radioaktiven Abfälle von der Biosphäre gewährleisten. Diese Forderung ist nach Ansicht der RSK erfüllbar, da gegen die Ausbreitung der gelagerten Stoffe die folgenden Barrieren wirksam sind:

- a) Die für die Einlagerung in mehreren hundert Metern Tiefe gewählte geologische Salzformation gewähr-

- leistet — auch unter den auftretenden thermischen Beanspruchungen (s. Abschnitt 1.3) — einen sicheren Abschluß gegen die Biosphäre.
- b) Durch einen dichten Abschluß der Lagerkammern und der Bohrlöcher wird selbst bei einem Wasser- oder Laugeneinbruch in die Grubenbaue, der nur während der Dauer der Einlagerungstätigkeit unterstellt werden kann (s. Abschnitt 1.7), der Kontakt der Lauge mit den endgelagerten radioaktiven Stoffen unterbunden bzw. mengenmäßig beschränkt.
- c) Durch eine Minimierung der Auslaugraten der zum Einsatz kommenden Verfestigungsprodukte und der Korrosionsraten der Hüllmaterialien wird selbst für den Fall eines Kontaktes mit der Lauge sichergestellt, daß nur geringe Mengen an Aktivität in die Lauge gelangen können (s. Abschnitt 1.5).
- d) Schließlich wird durch entsprechende Maßnahmen (z. B. Auslegung des Grubengebäudes, Verfüllen der Schächte) verhindert, daß ausgelaugte radioaktive Stoffe durch Diffusion oder Konvektion in die Biosphäre gelangen können (s. Abschnitt 1.7)

Die aus diesem Konzept erwachsenden Auslegungsanforderungen sind im folgenden detailliert dargestellt. Darüber hinaus sind an die Auslegung des Endlagers sowie an die Auslegung und Qualität seiner Anlagen die in der Kerntechnik üblichen hohen Anforderungen zu stellen.

1.2 Geologische Beurteilung von Salzstöcken

Aus den nachfolgend genannten Gründen sieht die RSK das gewählte Konzept der Endlagerung radioaktiver Abfälle in Salzstöcken als eine sicherheitstechnisch günstige Lösung an.

Mächtige Ablagerungen von Steinsalz sind besonders gut geeignet, darin gelagerte Stoffe hermetisch gegen die Umgebung abzuschließen, weil Steinsalz auf Grund seiner Plastizität frei ist von offenen Klüften, in denen Flüssigkeiten oder Gase zirkulieren bzw. mit Deckgebirgsschichten oder der Erdoberfläche in Kontakt stehen könnten. Salzgesteine haben ferner bei Temperaturen unter 80 °C eine etwa 2 bis 3 mal höhere Wärmeleitfähigkeit als die meisten anderen Gesteinsarten. Wärmequellen, die im Salz eingeschlossen sind, verursachen daher geringere Temperaturerhöhungen als bei Einbettung in andere Gesteine, z. B. Granite oder Tone. Die gute Standfestigkeit des Salzgesteins gestattet außerdem das Anlegen auch größerer Hohlräume (Strecken und Kammern) ohne stützenden Ausbau.

Das Salz der meisten Salzstöcke Norddeutschlands wie auch des Salzstocks Gorleben wurde im Zechsteinmeer vor rund 240 Millionen Jahren gebildet. Damals lagerte sich in dem ganzen Gebiet, das heute von Norddeutschland, Dänemark und der Nordsee eingenommen wird, eine etwa 1000 m mächtige Salzformation ab, in der neben reinem Steinsalz auch Kalisalze, Anhydrite, Tonsteine und Dolomite auftreten. Durch die Last der später darüber abgelagerten Schichten begann das Salz auf Grund seiner plastischen Eigenschaften langsam zu Salzkissen zusammenzufließen. Bereits zur Zeit der Trias vor rund 200 Millionen Jahren durchbrach das Salz an vielen Stellen die überlagernden Schichten und bildete Salzstöcke. Seither sind in jeder geologischen Formation bis in die jüngste geologische Vergangenheit hinein neue Salzstöcke hinzugekommen. Der Salzstock Gorleben z. B. entstand vor etwa 120 Millionen Jahren an der Wende von der Jura zur Kreidezeit. Die Aufstiegs geschwindigkeit des Salzes lag in Norddeutschland in der Größenordnung von 10 cm in 1000 Jahren.

Die außerordentliche Stabilität der Salzstöcke erkennt man aus der Betrachtung der Veränderungen, die sich seit ihrer Bildung auf der Erde und in der Erdkruste vollzogen haben. Nach Bildung des Salzstocks Gorleben begann z. B. die nordamerikanische Scholle sich von der europäischen zu trennen. Im Süden Deutschlands setzte die Auffaltung der Alpen und im mittleren und nördlichen Teil Deutschlands der Aufstieg des Rheinischen Schiefergebirges und des Harzes ein. Gegen Ende der Kreidezeit vor etwa 60 Millionen Jahren wurde die bis dahin von Meer bedeckte norddeutsche Tiefebene Festland. In der Tertiärzeit fand in Norddeutschland ein dreimaliger Wechsel zwischen Meer und Festland statt. Die Heraushebung der Alpen und der Mittelgebirge setzte sich fort. Die Gräben im Rheintal, in der Rheinischen Bucht und im Leinetal brachen ein. In der anschließenden etwa 1 Million Jahre dauernden Quartärzeit wurde das Gebiet von Gorleben dreimal von Eis überschoben und von Wasser überdeckt. Beim Abschmelzen der Gletscher blieben jeweils Ablagerungen von Geröll, Sanden und Kiesen zurück.

Die geologischen Ereignisse, die mit heftiger Erdbeben-tätigkeit verbunden gewesen sein dürften, konnten die Form und Lage eines Salzstocks wie Gorleben nicht verändern, weil sein Schwereausgleich mit den überlagernden Schichten zur Ruhe gekommen war. Daher kann man aus geologischer Sicht davon ausgehen, daß

Salzstöcke die radioaktiven Abfälle, wenn sie sachgerecht gelagert sind, sicher verschließen werden.

1.3 Thermische und mechanische Beurteilung

Bei der Tiellagerung hochaktiver Abfälle, die Wärme an ihre Umgebung abgeben, sind die Lagerbedingungen von großer Bedeutung. Sie müssen so gewählt werden, daß z. B. die Standfestigkeit der Grubenbaue nicht gefährdet wird und auch langfristig keine kritischen Verformungen und Spannungszustände im Gebirge entstehen. Ferner darf Carnallitgestein wegen seiner besonderen Eigenschaften (thermische Zersetzung mit Wasserabspaltung oberhalb 110 °C) nicht über ein bestimmtes Maß hinaus erwärmt werden. Aus diesen Gründen werden seit mehreren Jahren theoretische und experimentelle Untersuchungen über die Temperaturerhöhungen und ihre Auswirkungen beim Einbringen von Wärmequellen ins Salzgestein durchgeführt.

Eine Vorausberechnung der von tiefgelagerten hochaktiven Abfällen verursachten Temperaturerhöhungen ist heute bereits möglich. Eine Entscheidung über die optimale Lagergeometrie im Endlager für hochaktive Abfälle, insbesondere über die optimalen Bohrlochabstände, ist erst später notwendig. Bis dahin muß durch weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten die thermische Belastbarkeit des Gebirges im Hinblick auf sein triaxiales thermisch-mechanisches Verhalten bestimmt werden. Die RSK ist der Ansicht, daß diese Untersuchungen in der zur Verfügung stehenden Zeit durchgeführt werden können.

Die vorhandenen Kenntnisse sind für die Beurteilung der grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Endlagers ausreichend, da sich die endgültige Festlegung entsprechender Grenzwerte nur auf den Raumbedarf des Endlagers auswirkt und aufgrund der vorliegenden Kenntnisse über die norddeutschen Salzstöcke feststeht, daß ausreichend große Salzstöcke vorhanden sind. Außerdem kann durch eine längere oberirdische Zwischenlagerung die in den Salzstock eingebrachte Wärmemenge verringert werden.

Bei Einhaltung eines geeigneten Sicherheitsabstandes zwischen Salzstockbegrenzung und Endlager, der sich u. a. auch nach der zu erwartenden maximalen Aufheizung des Salzstocks richten muß, kann eine thermische Beeinflussung der Strömungsverhältnisse im Grundwasser der Deckgebirgsschichten nach Ansicht der RSK ausgeschlossen werden, weil dann die durch die Lagerung bedingte Temperaturerhöhung an den Salzstockbegrenzungen vernachlässigbar ist.

1.4 Planung eines Bergwerks für die Endlagerung radioaktiver Abfälle

Nach allgemeiner bergtechnischer Erfahrung sind bei der Planung eines Endlagers in einem Salzstock folgende Sicherheitsmaßnahmen zu beachten:

Zunächst ist eine sorgfältige Erkundung des Salzstocks und seines Deckgebirges erforderlich. Dies muß durch ein planvoll aufeinander abgestimmtes Untersuchungsprogramm unter Einsatz geologischer, geophysikalischer, ingenieurgeologischer und hydrogeologischer Methoden erfolgen. Zur Erkundung sind auch Tiefbohrungen von der Erdoberfläche aus notwendig. Diese sollten in ihrer Anzahl jedoch möglichst gering gehalten werden, um den Salzstock im Einlagerungsbereich nicht unnötig oft zu durchdringen. Sie müssen anschließend sicher verschlossen werden. Auf Grund der Ergebnisse dieser Bohrungen ist der Ansatzpunkt für einen Schacht festzulegen, nach dessen Abteufen die weitere Erkundung durch das Vortreiben von Strecken und untertägigen Bohrungen erfolgen muß. Hierbei sind die sicherheitstechnischen Belange des Endlagerbergwerks zu beachten.

Auf den Ergebnissen dieser Erkundung aufbauend, ist sicherzustellen, daß ein hinreichend großer Sicherheitsabstand der Grubenbaue und Lagerfelder zu den Salzstockbegrenzungen eingehalten wird. Hinsichtlich der Lagerfelder gilt das gleiche für die Abstände zu Einlagerungen von Carnallitgestein, Salztonen und Anhydrit größerer Mächtigkeit, die als potentielle Fließwege für Laugen oder Wasser in Frage kommen könnten. Wo sich außerhalb der Lagerfelder das Durchfahren solcher Schichten nicht umgehen läßt, können geeignete Sicherheitsmaßnahmen getroffen werden, die auf Grund berg- und bautechnischer Erfahrungen einen sicheren Abschluß gewährleisten. Schließlich muß das Lagerfeld durch einen sicheren Ausbau der Schachtröhre gegen Zuflüsse aus wasser- und laugeführenden Deckgebirgsschichten abgesichert werden. Auf Grund der jahrzehntelangen Erfahrungen im Kali- und Steinsalzbergbau ist bei den genannten Sicherheitsmaßnahmen ein ausreichend hohes technisches Niveau erreicht. Diese Maßnahmen können für die Endlagerung übernommen werden, müssen aber entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung eines speziellen Endlagers auf weitere Verbesserungen hin überprüft werden.

Die geomechanischen Kriterien für ein Endlagerberg-

werk, d. h. die zulässige thermische Belastbarkeit des Gebirges und die Standsicherheitskriterien müssen auf Grund einer Analyse festgelegt werden. Hieraus sind auch die o. g. Schutzmaßnahmen (Sicherheitsabstände zur Salzstockbegrenzung, zu Carnallitgestein etc.) und ein detailliertes Einlagerungskonzept zu entwickeln. Entsprechende Festlegungen sind zur Zeit noch nicht notwendig, müssen aber im Zuge der Detailplanung nach der Erkundung des Salzstocks erfolgen.

1.5 Materialeigenschaften der Endlagerprodukte

Bei Lagerung der Abfälle in Salzgestein braucht wegen der geringen Luftfeuchtigkeit nur mit äußerst niedrigen Korrosions- und Auslaugraten gerechnet zu werden. Eine Wanderung von Laugeneinschlüssen ist nur auf Grund eines Temperaturgradienten im Salzgestein, d. h. bei der Einlagerung der hochaktiven Glasblöcke denkbar. Derartige Einschlüsse kommen jedoch nur in bestimmten Steinsalzarten in Hohlräumen vor, deren Volumen meistens im Bereich von Kubikmillimetern liegt. Die dadurch eventuell freigesetzte Laugenmenge ist außerordentlich klein und hat keinerlei Bedeutung für die Gesamtsicherheit des Lagers.

Erhöhte Anforderungen an die Auslaugbeständigkeit der zum Einsatz kommenden Verfestigungsmaterialien sind im Hinblick auf einen störfallbedingten Kontakt mit Lauge zu stellen (s. Abschnitt 1.7).

Die Eignung eines Verfestigungsprodukts für hochaktive Abfallösungen zur Lagerung im Salzgestein muß nach folgenden Kriterien beurteilt werden:

- Resistenz gegen wäßrige Lösungen,
- thermische Stabilität,
- mechanische Stabilität,
- Stabilität gegen Strahlung.

Glas ist ein Material, bei dem besonders niedrige Auslaugraten in Wasser und wäßrigen Salzlösungen erreicht werden können. Hierüber liegen aus Untersuchungen entsprechende Ergebnisse vor. Diese Untersuchungen sollten nach Ansicht der RSK intensiv weitergeführt werden.

Da die Kristallisationsgeschwindigkeit von Gläsern oberhalb des Transformationsintervalls ein Maximum hat, sollen die Glasblöcke bei entsprechend niedriger Temperatur gelagert werden. Nach Ansicht der RSK sollte der hierbei notwendige Sicherheitsabstand vom Transformationsintervall noch eingehender diskutiert werden. Eine Festlegung zum jetzigen Zeitpunkt ist jedoch nicht erforderlich, da durch die Menge der in das Glas eingebrachten Spaltprodukte eine entsprechende Einstellung der Temperatur der Glasblöcke möglich ist.

Untersuchungen zur Strahlenresistenz von einigen Borosilikatgläsern wurden u. a. durch Simulation der über etwa 10 000 Jahre zu erwartenden α -Dosis durch Dotierung des Glases mit Curiumisotopen durchgeführt. Dabei konnte keine signifikante Beeinträchtigung der Produkteigenschaften festgestellt werden. Die Freisetzung der infolge der Strahlenschäden gespeicherten Energie führt nicht zu einer unzulässigen Temperaturerhöhung der Verfestigungsprodukte.

1.6 Langfristiger Abschluß des Endlagers gegen die Biosphäre

Nach Abschluß der Einlagerung muß das Endlager nach Ansicht der RSK und der SSK sicher gegen die Biosphäre abgeschlossen werden. Hierzu ist erforderlich, die Bohrlöcher und Kammern jeweils unmittelbar nach der Einlagerung zu verfüllen und zu verschließen. Die Strecken sowie die Schächte sind nach Abschluß der Einlagerung bis zur Tagesoberfläche in geeigneter Weise ebenfalls zu verfüllen. Die RSK hält dieses Konzept für realisierbar. Zur Detailbeurteilung sollten allerdings Art und Umfang der erforderlichen Abdichtungsmaßnahmen und der Verfüllung weiter diskutiert werden. Eine Entscheidung hierüber ist jedoch erst später notwendig.

1.7 Störfälle durch Wasser- oder Laugenzuflüsse

Als Störfälle, die die Funktion des Endlagers insgesamt betreffen können, kommen Wasser- oder Laugenzuflüsse in die Grubenbaue in Betracht. Da ein Verfüllen der Kammern, der Strecken sowie der Schächte nach der Beendigung der Einlagerung radioaktiver Abfälle vorgesehen ist, bleibt die Gefährdung durch derartige Ereignisse auf die Dauer der Einlagerungstätigkeit und den während dieser Zeit noch nicht verfüllten Teil der Grubenbaue beschränkt.

Wasser- und Laugenzuflüsse durch den Schacht sind in der Vergangenheit in Salzbergwerken vorgekommen. Auf Grund der daraus gewonnenen Erkenntnisse konnte der Stand der Technik beim Schachtbau wesentlich verbessert werden, so daß ein derartiger Störfall heute als unwahrscheinlich angesehen werden kann. Dennoch empfiehlt die RSK, die Auslegung des Endlagerbergwerks unter Berücksichtigung der Anforderungen, die hinsichtlich Auslegung und Qualitätsgewährleistung an kerntechnische Anlagen gestellt werden, auf weitere Verbesserungsmöglichkeiten hin zu überprüfen. Hierdurch kann eine zusätzliche Ver-

ringerung der Eintrittswahrscheinlichkeit dieses Störfalles erreicht werden.

Nach Ansicht der RSK muß dennoch die Möglichkeit eines solchen Ereignisses in Betracht gezogen werden. Hierfür sind eine Reihe von Schutzmaßnahmen erforderlich und möglich. Es sind zunächst Vorkehrungen erforderlich, durch die ein Kontakt der hochaktiven Glasblöcke in verfüllten Bohrlöchern mit zufließender Lauge unterbunden wird. Auf Grund der vorliegenden Erkenntnisse kann davon ausgegangen werden, daß durch eine ausreichend dimensionierte Deckschicht zwischen den Glasblöcken und der Streckensohle eine Isolation der Glasblöcke von zufließender Lauge möglich ist. Zur Datilauslegung sind jedoch weitere Untersuchungen notwendig.

Unterstellt man trotz der getroffenen Schutzmaßnahmen einen Kontakt der Lauge mit den hochaktiven Glasblöcken, so können Konvektionsströmungen im Schacht durch ein Verfüllen des Schachtes ggf. sogar im Nassen unterbunden und damit der Abschluß der Aktivität von der Biosphäre gewährleistet werden. Zusätzlich können durch eine entsprechende Auslegung des Grubengebäudes Konvektionsbewegungen der Lauge über größere Grubenteile vermieden werden. Bei einem Kontakt der Lauge mit den eingelagerten schwach- und mittelaktiven Abfällen kann ein Transport radioaktiver Stoffe aus den Einlagerungskammern bei geeigneter Konzipierung der Zuführung zu den Kammern ausgeschlossen werden. Zur Detailauslegung sind jedoch weitere Untersuchungen erforderlich.

Schließlich ist in jedem Falle durch eine Minimierung der Auslaugraten der zum Einsatz kommenden Verfestigungsmaterialien aller radioaktiver Abfälle und der Korrosionsraten der Hüllmaterialien sicherzustellen, daß nur geringe Mengen an Aktivität in eine umgebende Lauge gelangen können. Die derzeit laufenden Forschungsarbeiten lassen ein befriedigendes Ergebnis erwarten.

Bei Berücksichtigung der genannten Schutzmaßnahmen hat die RSK keine Zweifel, daß auch die Auswirkungen eines postulierten Ersaufens des Bergwerks durch einen Wasser- oder Laugenzufluß durch den Schacht sicher beherrscht werden können. Allerdings sind zu einem Teil der angesprochenen Punkte noch weitere Untersuchungen erforderlich. Die RSK ist jedoch der Meinung, daß diese in der zur Verfügung stehenden Zeit projektbegleitend durchgeführt werden können und daher die Realisierbarkeit nicht in Frage gestellt ist.

Wasser- oder Laugeneintritte in die Grubenbaue auf Grund von Ribbildungen bis zum wasserführenden Deckgebirge können in einem speziell für die Endlagerung radioaktiver Abfälle ausgelegten Bergwerk (s. Abschnitte 1.2 bis 1.4) nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden. Es besteht ein grundlegender Unterschied zwischen einem für die Gewinnung großer Kalisalzmengen und einem ausschließlich für die Endlagerung radioaktiver Abfälle errichteten Bergwerk. Das Streckensystem für die Endlagerung muß für seine Zwecke anders geplant werden. Es soll große Partien reinen Steinsalzes aufsuchen, weil gerade dort die physikalischen Bedingungen für die Endlagerung am besten sind. Die Bedingungen, die zum Ersaufen von Kalibergwerken geführt haben, werden also bei der Endlagerung schon wegen der ganz anders gearteten Zielsetzung vermieden.

2. Eignung des Salzstocks Gorleben für die Endlagerung der radioaktiven Abfälle des Entsorgungszentrums

Der Salzstock Gorleben hat bis 2000 m Tiefe eine Bruttovolumen von 80 km³. Auf Grund dieser Ausdehnung ist sichergestellt, daß die Lagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen dort möglich ist. Die große Ausdehnung des Salzstockes läßt weiterhin erwarten, daß genügend große Steinsalzpartien aufgefunden werden können, um auch die im Entsorgungszentrum anfallenden hochaktiven Abfälle aufzunehmen. Eine endgültige Bestätigung ist nach der Erkundung durch Aufschlußbohrungen sowie ggf. durch Schacht- und Streckenauffahrungen möglich. Ein weiterer günstiger Umstand ist die geringe seismische Aktivität des norddeutschen Raumes (Bereich Gorleben Erdbebenzone 1).

Der Raumbedarf für die Endlagerung der hochaktiven Abfälle hängt, wie aus den Abschnitten 1.3 und 1.4 hervorgeht, wesentlich von der thermischen Belastbarkeit des Gebirges und der Wärmeleistung der einzulagernden Abfälle ab. Sollte wider Erwarten die Untersuchung des Salzstocks Gorleben ungünstige Ergebnisse bringen, so kann durch eine längere oberirdische Zwischenlagerung die Wärmeleistung der einzulagernden Abfälle vermindert oder eine Trennung des Lagers für hochaktive von dem für schwach- und mittelaktive Abfälle vorgenommen werden.

Eine Trennung der Lager ist möglich, da auf Grund der vorliegenden Kenntnisse über die Salzstöcke des norddeutschen Raumes Gewißheit besteht, daß ein für die Endlagerung hochaktiver Abfälle geeigneter Salz-

stock gefunden werden kann. Die hierbei notwendig werdenden Transporte von hochaktiven Abfällen in verfestigter Form stellen nach Ansicht der RSK kein wesentliches sicherheitstechnisches Problem dar.

3. Beseitigung tritiumhaltiger Wässer

Der Antragsteller beabsichtigt, tritiumhaltige Wässer in einen Porenspeicher des tiefen Untergrundes zu verpressen. Er hält es für wahrscheinlich, daß an dem gewählten Standort oder in dessen Nähe ein Porenspeicher der erforderlichen Art mit einer hinreichenden Abdeckung zu Grundwasser führenden Schichten anzutreffen ist. Das bedarf einer sorgfältigen Prüfung. Sollte ein solcher Porenspeicher nur außerhalb des Geländes des Entsorgungszentrums gefunden werden, so würde dieser Umstand kein sicherheitstechnisches Problem darstellen.

Die erforderlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für die Verpressung tritiumhaltiger Wässer sollten unter Berücksichtigung der wasserwirtschaftlichen Erfordernisse durchgeführt werden. Da mit der Verpressung tritiumhaltiger Wässer zwar in anderen Ländern, nicht jedoch in der Bundesrepublik Deutschland Erfahrungen vorliegen, hat die RSK zusätzlich mögliche Alternativen der Beseitigung tritiumhaltiger Wässer diskutiert. Sie kommt dabei zu dem Ergebnis, daß auch die Verfestigung und Sicherstellung tritiumhaltiger Abfälle realisierbar ist. Die notwendigen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sollten parallel zur Verfolgung des vom Antragsteller gewählten Konzepts in Angriff genommen werden.

4. Kryptonsicherstellung

Der Antragsteller sieht ein zwangsbelüftetes, verbunkertes, oberirdisch zu errichtendes Kryptonlager vor. Er hat nachgewiesen, daß auch beim Ausfall der Lüftungsanlage keine Temperaturen in den Kryptonflaschen auftreten, die zu einem Versagen der Flaschen führen könnten.

Die mit der Kryptonlagerung möglicherweise verbundenen Korrosionserscheinungen durch das Zerfallsprodukt Rubidium sind grundsätzlich mit denen der Natriumkorrosion vergleichbar. Hierüber liegen ausreichende Erfahrungen vor, so daß keine prinzipiellen Schwierigkeiten zu erwarten sind.

c) Zusammenfassung

Bei sachgemäßer Behandlung und Endlagerung radioaktiver Abfälle in dazu geeigneten Salzstöcken und bei Berücksichtigung der genannten Empfehlungen kann nach Ansicht der RSK und SSK ein sicherer Abschluß gegen die Biosphäre und damit der erforderliche Schutz hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen der Endlagerung gewährleistet werden.

Die Kenntnisse über die für die sichere Auslegung eines Endlagerbergwerks entscheidenden Parameter (z. B. Temperatur der Glasblöcke, Aufheizung des Salzstocks, thermisch-mechanische Belastbarkeit des Salzgesteins) reichen aus, um festzustellen, daß mit Sicherheit Salzstöcke im norddeutschen Raum zur Verfügung stehen, die für die Endlagerung der radioaktiven Abfälle geeignet sind.

Auf Grund der großen Ausdehnung des Salzstocks Gorbelen ist sichergestellt, daß die Lagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen dort möglich ist. Die große Ausdehnung des Salzstocks läßt weiterhin erwarten, daß genügend große Steinsalzpartien aufgefunden werden können, um auch die im Entsorgungszentrum anfallenden hochaktiven Abfälle aufzunehmen. Eine endgültige Bestätigung ist nach der Erkundung durch Aufschlußbohrungen sowie ggf. durch Schacht- und Streckenauffahrungen möglich. Um jedoch aus der Erkundung des Salzstocks sich ergebende Konsequenzen für das Konzept des Entsorgungszentrums möglichst frühzeitig in die Planung mit einfließen zu lassen, hält die RSK einen baldigen Beginn der Erkundung für erforderlich.

Weiterhin zeigen alle vorliegenden Erfahrungen, daß die Sicherstellung bzw. Endlagerung von tritiumhaltigen Wässern und von Krypton über den erforderlichen Zeitraum (etwa 100 Jahre) gewährleistet werden kann.

IX. Teilprojekt 7: Übergeordnete Infrastruktur

a) Beschreibung

Die übergeordnete Infrastruktur enthält Anlagen, Konstruktionen, Systeme und Einrichtungen, die von den Teilprojekten 1 bis 6 unter dem Gesichtspunkt des wirtschaftlichen Betriebs des Entsorgungszentrums gemeinsam genutzt werden.

Diese umfassen insbesondere

- die Versorgung mit Betriebsmedien (Wasser, Energie, Hilfsdampf, Heizung),
- die Entsorgung von inaktiven festen und flüssigen Abfallstoffen sowie von schwachaktiven Abwässern,
- zentrale Dienste und Dienstleistungen,
- Notfalldienste, z. B. Feuerwehr.

Darüber hinaus liegen die Versorgungs- und Verkehrerschließung des Entsorgungszentrums sowie die Sicherung des Geländes und der Zufahrt im Aufgabenbereich der übergeordneten Infrastruktur.

Der Gesamtwasserbedarf des Entsorgungszentrums soll aus dem Grundwasser, dem Niederschlagswasser und der Rückführung der gereinigten inaktiven Abwässer gedeckt werden. Aus diesem Grunde befindet sich auf dem Gelände des Entsorgungszentrums ein Wasserspeicher (Kühlteich). Bei Ausfall der Kühlwasserversorgung in den Teilprojekten dient dieser Wasserspeicher auch als redundante Wärmesenke. Es sind drei räumlich getrennte Kühlwasserentnahgebauwerke am Wasserspeicher vorgesehen.

Die Versorgung des Entsorgungszentrums mit elektrischer Energie erfolgt von zwei räumlich getrennten Hochspannungsschaltanlagen (110 kV) aus, welche über Freileitungen an zwei getrennte Netzknotenpunkte des öffentlichen Netzes angeschlossen sind.

Um die Stromversorgung der Anlagen der übergeordneten Infrastruktur bei Netzausfall zu gewährleisten, werden drei unabhängige und räumlich getrennte Notstromerzeugeranlagen vorgesehen, die jeweils den Leistungsbedarf eines Stranges der strangweise gegliederten Notstromverbraucher decken.

Verbraucher, die unterbrechungslos in Betrieb bleiben müssen, werden ebenfalls strangweise an die verschiedenen Spannungsebenen des Gleichstromnetzes angeschlossen bzw. über statische Umrichter aus gesicherten Drehstromverteilungen versorgt. Jeder 220 V-Gleichstromschiene sind ein Ladegerät und eine Batterie zugeordnet, welche bei Ausfall der Netzversorgung die Zeit bis zum Einsatz der Notstromversorgung überbrückt.

Für die Brandbekämpfung ist eine Feuerlöschwasser-Ringleitung vorgesehen, die von redundanten Feuerlöschpumpen (3 x 100%) über getrennte Rohrleitungen gespeist wird. Das Feuerlöschwassersystem wird ständig in Betriebsbereitschaft gehalten.

Die sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen — Brunnen, Kühlwasserentnahme- und -einleitungsbauwerke, Notstromerzeugergebäude sowie sicherheitstechnisch relevante Kabel und Rohrleitungen — sind gegen Erdbeben und gegen Druckwellen aus chemischen Explosionen ausgelegt. Der Schutz gegen Flugzeugabsturz wird durch redundante, räumlich getrennte Ausführung der Anlagen erreicht. Eine Beschädigungsmöglichkeit der Dichtungsanlage des Wasserspeichers durch Flugzeugabsturz wird vom Antragsteller nicht ausgeschlossen. Er geht jedoch davon aus, daß der Grundwasserspiegel über der Sohle des Wasserspeichers (10,5 m unter Geländeoberkante) liegt und daher ein Leerlaufen des Wasserspeichers nicht unterstellt werden muß.

b) Beurteilung

Die RSK hat das vorliegende Konzept der Anlagen der übergeordneten Infrastruktur eingehend behandelt. Von besonderer sicherheitstechnischer Relevanz sind die Kühlwasserversorgung der Teilprojekte, aus denen Nachwärme aus dem Zerfall radioaktiver Spaltprodukte abzuführen ist, die Notstromversorgung und das Feuerlöschwassersystem.

1. Kühlwasserversorgung

Durch den im bestimmungsgemäßen Betrieb vorgesehenen Einsatz von Kühltürmen sowie durch die Bereitstellung des Wasserspeichers mit drei räumlich getrennten Entnahgebauwerken (als Wärmesenke bei Einwirkung von außen und bei Ausfall der Netzstromversorgung) wird nach Ansicht der RSK eine ausreichende Redundanz erzielt. Einschränkend hierzu ist zu bemerken, daß bis zur Konzeptbeurteilung vom Antragsteller nachzuweisen ist, daß ein Leerlaufen des Wasserspeichers infolge baulichen Versagens oder durch Einwirkungen von außen unmöglich ist. Andernfalls sind die redundante Auslegung des Kühlteiches oder vergleichbare Maßnahmen zu fordern. Die sicherheitstechnische Realisierbarkeit der Kühlwasserversorgung steht außer Frage, da für den Kühlturbetrieb die Entnahme von Zusatzwasser erforderlichenfalls aus der Elbe erfolgen kann.

2. Notstromversorgung

Ein geeignetes Konzept der Notstromversorgung ist nach Ansicht der RSK realisierbar. Bis zur betreffenden Teilerrichtungsgenehmigung ist für das gewählte Konzept eine Zuverlässigkeitsanalyse vorzulegen.

3. Feuerlöschwassersystem

Nach Ansicht der RSK muß bei einem störfallbedingten Schaden und Auftreten eines unabhängigen Einzelfehlers an einer anderen Stelle die Löschwasserversorgung in allen Bereichen des Entsorgungszentrums gewährleistet sein. Der entsprechende Nachweis ist bis zur Konzeptbeurteilung zu erbringen. An der sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Feuerlöschwassersystems bestehen keine Zweifel.

c) Zusammenfassung

Die RSK kommt zu dem Ergebnis, daß die für den Betrieb des geplanten Entsorgungszentrums erforderliche Infrastruktur realisiert werden kann. Aus sicherheitstechnischer Sicht kommt den hier vorgesehenen Anlagen Bedeutung zu, da sie zur Aufrechterhaltung des bestimmungsgemäßen Betriebes aller im Rahmen der Teilprojekte 1 bis 6 zu errichtenden Anlagen notwendig sind. Bei Störfällen haben sie zu gewährleisten, daß diese Anlagen in einem sicherheitstechnisch unbedenklichen Zustand belassen werden. Diese Forderungen können nach Ansicht der RSK bei Berücksichtigung der obigen Empfehlungen erfüllt werden.

X. Sicherung gegen Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter

a) Beschreibung

Das Ziel der Anlagensicherung ist es, zu verhindern, daß durch gewaltsame und heimliche Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter Spaltstoffe oder sonstige radioaktive Stoffe entwendet oder eine im Sinne der Strahlenschutzverordnung unzulässige Strahlenbelastung in der Umgebung herbeigeführt wird. Zur Einhaltung dieser Forderungen hat der Antragsteller ein Sicherungskonzept vorgelegt, das im wesentlichen folgende Maßnahmen vorsieht:

Das gesamte Gelände des Entsorgungszentrums wird von einem Zaun umgeben. Durch technische und personelle Maßnahmen soll dafür Sorge getragen werden, daß dieses eingezäunte Gelände von Unbefugten nicht unentdeckt betreten werden kann. An den für die Bauphase und den Betrieb des Entsorgungszentrums notwendigen Zugängen wird eine Personen- und Materialkontrolle durchgeführt.

Das Sicherungskonzept des Antragstellers sieht weiterhin äußere und innere Sicherheitsbereiche vor. Alle diejenigen Teilprojekte bzw. Bereiche von Teilprojekten, die auf Grund der in ihnen enthaltenen radioaktiven Stoffe sicherungsbedürftig sind oder die Einrichtungen von sicherheitstechnischer Bedeutung enthalten, bilden einen inneren Sicherungsbereich.

Einige Teilprojekte erhalten wegen ihres besonderen Gefährdungspotentials zusätzlich einen äußeren Sicherungsbereich. Aus der Sicht der Objektsicherung bilden diese Teilprojekte unabhängige Inseln auf dem Gelände des Entsorgungszentrums. Äußere Sicherungsbereiche werden von einer eigenen Zaunanlage umschlossen. Dieser Zaun bildet eine Detektierungsschwelle. Ein unbefugtes Betreten der äußeren Sicherungsbereiche wird mittels technischer Systeme entdeckt. Am betrieblichen Zugang findet eine erneute Personen- und Materialkontrolle statt.

Der innere Sicherungsbereich ist jeweils von einer mechanischen Barriere umgeben. Diese ist so ausgelegt, daß sie Eindringversuchen so lange Widerstand entgegensetzt, bis Abwehrmaßnahmen getroffen werden können. Am betrieblichen Zugang zu den inneren Sicherungsbereichen findet eine dritte Personen- und Materialkontrolle statt.

det eine dritte Personen- und Materialkontrolle statt.

Alle Teilprojekte mit äußeren und inneren Sicherungsbereichen erhalten eigene Objektsicherungszentralen. Alle übrigen Teilprojekte und Bereiche erhalten zusammen eine weitere Objektsicherungszentrale. Wesentliche Aufgabe der voneinander unabhängigen Objektsicherungszentralen ist es, etwaige Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter zu registrieren, zu lokalisieren und Gegenmaßnahmen einzuleiten.

b) Beurteilung

Zu dem vom Antragsteller vorgelegten Sicherungskonzept nimmt die Sachverständigen-Kommission für Fragen der Sicherung des Brennstoffkreislaufs (SSB) wie folgt Stellung: Die SSB hält ein gestaffeltes Sicherungskonzept mit steigender Wirkung in der Reihenfolge Zaunsystem, äußerer und innerer Sicherungsbereich für sinnvoll und notwendig. Es basiert auf dem Einsatz baulich-technischer und administrativ-organisatorischer Maßnahmen. Die betriebsinternen Sicherungsmaßnahmen sind konsequent auf die Unterstützung durch polizeiliche Einsatzkräfte und -maßnahmen abgestimmt. Besonderes Gewicht ist auf die Personendetektierung und eine angemessene Widerstandszeit an den verschiedenen Barrieren zu legen. Die räumliche Ausdehnung des Entsorgungszentrums sowie das unterschiedliche Sicherheitsbedürfnis von Einzelkomplexen empfiehlt eine Aufteilung in separate Sicherungsbereiche mit eigenen Objektsicherungszentralen. Unabdingbar ist eine übergeordnete Sicherungs- und Einsatzleitung mit zentraler Entscheidungsbefugnis.

c) Zusammenfassung

Die SSB stellt fest, daß der erforderliche Schutz des Entsorgungszentrums gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (§ 7 Abs. 2 Nr. 5 Atomgesetz) durch den Einsatz heute verfügbarer technischer Hilfsmittel sowie durch geeignete organisatorische Maßnahmen gewährleistet werden kann. Das vorgestellte Konzept des Antragstellers muß und kann jedoch im Laufe des Genehmigungsverfahrens in einigen wesentlichen Detailpunkten noch verbessert werden.

Daher kommt die SSB zu dem Schluß, das das Entsorgungszentrum unter dem Gesichtspunkt der Sicherung grundsätzlich sicherheitstechnisch realisierbar ist.

Die vorstehende Empfehlung wurde vor ihrer Bekanntmachung im Bundesanzeiger

- von der Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission mit Zustimmung des Bundesministers des Innern in Berichtsform und später
- von der Bundesregierung als Anlage zum "Bericht der Bundesregierung zur Situation der Entsorgung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland (Entsorgungsbericht)" - Bundestagsdrucksache Nr. 8/1281 vom 30.11.1977 -

publiziert. Inzwischen ist auch eine Übersetzung ins Englische angefertigt worden, die von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH bezogen werden kann.

In der 2. Gemeinsamen Sitzung von RSK und SSK am 15.2.1978 wurden die "Sicherheitstechnischen Fragestellungen zum Entsorgungszentrum, Stand der Beratungen der RSK und der SSK, empfohlene F&E-Arbeiten und Untersuchungen" als Empfehlung verabschiedet. Mit Zustimmung des Bundesministers des Innern hat die Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission diese als Bericht herausgegeben, der bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH in Köln erhältlich ist.

1. Brennelementfertigungsanlage Karlstein, RBU-Werk 2
Neugenehmigung nach § 7 AtG für den Weiterbetrieb

1. Einleitung

Die Reaktor-Brennelement-Union (RBU) betreibt seit 1966 in Karlstein eine Anlage zur Fertigung von Brennelementen für Leichtwasserreaktoren aus niedrig angereichertem Uran. Die Anlage hatte bisher eine Genehmigung nach § 9 AtG. Aufgrund der 4. Novelle zum Atomgesetz ist für den Weiterbetrieb eine Neugenehmigung nach § 7 AtG erforderlich. Die RSK hat sich daher mit der Frage befaßt, ob nach dem Stand von Wissenschaft und Technik die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch den bestimmungsgemäßen Betrieb und bezüglich aller in Betracht zu ziehenden Störfälle getroffen ist. Grundlage der Beratungen waren dabei der Sicherheitsbericht der RBU sowie das Gutachten des TÜV Bayern über die Sicherheit der Brennelementfabrik der RBU, Werk 2, Karlstein, vom Oktober 1977. Fragen des Strahlenschutzes wurden darüberhinaus von dem Ausschuß bei der SSK "Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen" behandelt. Die RSK hat die Stellungnahme dieses Ausschusses in die vorliegende Empfehlung miteinbezogen.

2. Beschreibung der Anlage

Der Standort der Anlage befindet sich etwa 1 km nordöstlich der Gemeinde Karlstein zwischen den Städten Hanau und Aschaffenburg. Das Gelände in der näheren Umgebung des Standortes wird vorwiegend land- und forstwirtschaftlich genutzt.

Der Antragsteller sieht vor, in der Anlage UO_2 -Brennstäbe, die aus dem Werk 1 angeliefert werden, zu Brennelementen zu assemblieren und die fertigen Brennelemente zu lagern. Darüberhinaus werden etwa 10% der zu verarbeitenden Uranmenge pulverförmig angeliefert und zur Produktion von gadoliniumhaltigen Brennstäben verwendet. Die maximale Anreicherung des gehandhabten Urans beträgt 3,5% U-235. Die Anlage ist für einen Jahresdurchsatz von 400 t UO_2 ausgelegt.

3. Abgabe im Normalbetrieb

Gegen die beantragte Abgabe von $8,03 \cdot 10^{-5}$ Ci/a über Abluft und 24 mCi/a über Abwasser bestehen keine Einwände. Die daraus resultierenden Strahlenexpositionen liegen weit unter den im § 45 der StrlSchV festgelegten Grenzwerten.

Die Abwasser- und Abluftüberwachung sollte so ausgelegt werden, daß ein Ausfall der Probenentnahme- bzw. Meßeinrichtungen in der Überwachungszentrale angezeigt wird. Angaben über die Vorbelastung liegen für den Belastungspfad Abwasser z.Z. nicht vor. Wegen der geringen Höhe der Abgaben werden diesen keine Bedeutung für das zu beurteilende Projekt beigemessen. Es wird jedoch vorgeschlagen, eine entsprechende Erhebung zur Erfassung der Gesamt-

situation durchzuführen. Eine Voraussetzung zur Erteilung der Betriebsgenehmigung wird hierin nicht gesehen.

4. Umgebungsüberwachung

Gegen die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen keine Einwände.

5. Lüftungskonzept und Raumlufüberwachung

Die Abluft aus kontaminierten Raumbereichen und Produktionsanlagen wird durch eine mehrstufige Schwebstoff-Filteranlage gereinigt und erneut dem Kontrollbereich zugeführt (Umluftanteil). Da durch den Umluftbetrieb eine Kontamination der Raumluf auftreten kann, deren Höhe u.a. von dem Durchlaßgrad der Schwebstoff-Filteranlage abhängt, ist dieser durch ein quantitatives Meßverfahren unmittelbar nach dem Einbau neuer Schwebstoff-Filter der Klasse S und danach durch regelmäßig wiederkehrende Prüfungen zu kontrollieren. Die Filteranlagen sind mit geeigneten Rohrstopfen zur Prüfmittelgabe sowie zur Roh- und Reinflufprobenentnahme auszurüsten.

Zur Überwachung der Raumlufkontamination sind quantitative Meßverfahren mit einer Nachweisempfindlichkeit zu installieren, durch die eine Aktivitätskonzentration, die zu einer Überschreitung von 1/10 der pro Jahr zulässigen Aktivitätszufuhr führt, sicher erkannt wird.

Nach den bisher vorliegenden Betriebserfahrungen wird 1/10 der pro Jahr zulässigen Aktivitätszufuhr für das Betriebspersonal nicht überschritten.

6. Störfallanalyse

Der Gutachter hat in seiner Störfallbetrachtung des Versagen von Anlagenteilen, Störfälle durch äußere Einwirkungen, Explosionen innerhalb der Anlage sowie den Kritikalitätsunfall untersucht. Aufgrund der getroffenen Schutzvorkehrungen und der geringen Anreicherung des Urans, vor allem jedoch wegen der fast ausschließlich trockenen Verarbeitung des Urans ist die Eintrittswahrscheinlichkeit des letztgenannten Ereignisses selbst gegenüber vergleichbaren Anlagen gering. Daher ist es nach Ansicht der RSK nicht erforderlich, den Kritikalitätsunfall für die Auslegung der Anlage zu unterstellen.

Als auslegungsbestimmenden Störfall sieht die RSK äußere Einwirkungen, wie z.B. den Flugzeugabsturz auf die Fabrikationsgebäude an. Die bei diesen Störfällen zu erwartenden Dosiswerte in der Umgebung liegen weit unterhalb der Dosisgrenzwerte nach § 28 Abs. 3 StrlSchV, die der Beurteilung zugrunde gelegt werden sollten. Die genannten Störfälle ergeben für alle anderen zu unterstellenden Störfälle im Hinblick auf die möglichen Umgebungsbelastungen eine obere Abschätzung der Auswirkungen.

7. Zusammenfassung

Aus diesem Grund und wegen der langjährigen positiven Betriebserfahrungen hat die RSK keine Bedenken gegen den Weiterbetrieb der Anlage in der be-

antragten Form und empfiehlt dem Bundesminister des Innern, der Erteilung der Betriebsgenehmigung nach § 7 AtG zuzustimmen.

BAZ Nr. 65 vom 6.4.1978

129. Sitzung am 21.12.1977

1. Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 (KNK 2)
Durchführung der Leistungsprüfungen und Leistungsbetrieb

Die RSK hat bereits in ihrer 124. Sitzung am 18.5.1977 über Fragen des Standortes und des Sicherheitskonzepts der KNK 2 beraten und nach weiteren Beratungen in der 125. Sitzung am 22.6.1977 dem Beladen des Kerns und der Durchführung der Nulleistungsprüfungen (F3-Programme) in einer Empfehlung zugestimmt.

In ihrer 129. Sitzung am 21.12.1977 beriet die RSK über die Ergebnisse der Nulleistungsprüfungen, die während der Nulleistungsprüfungen an der Anlage durchgeführten Arbeiten, die Programme der Leistungsprüfungen (F4-Programme) und über die langfristige Nutzung der KNK 2. Sie erhebt keine Einwände gegen die weitere Inbetriebnahme der Anlage, einschließlich der Prüfungen mit 100% der Nennleistung (F4-Programm), und den anschließenden Leistungsbetrieb.

Im einzelnen stellt sie dazu fest:

1. Ergebnisse der Nulleistungsprüfungen

Im Rahmen der F3-Programme wurden nach Beladen des Reaktors mit Brennelementen reaktorphysikalische Kernparameter bei Nulllast gemessen.

Die RSK diskutierte insbesondere über Meßergebnisse von Größen, die bestimmend in Störfallanalysen eingegangen sind oder anderweitig sicherheitsrelevant sind. Die hierzu gemessenen Werte stimmen mit den vorausgerechneten Werten innerhalb der spezifizierten Toleranzen überein. Insbesondere wurde bestätigt, daß

- der isotherme Temperaturkoeffizient negativ ist,
- der über den Kernquerschnitt gemittelte Wert der Natrium-Voidreaktivität negativ ist,
- eine ausreichende Abschaltreaktivität vorhanden ist.

Bei einem Versuch im Rahmen der Nulleistungsprüfung trat bei einer Temperatur, die wesentlich geringer war als die Betriebstemperatur, eine geringfügige Reaktivitätsabnahme bei schneller Steigerung der Pumpendrehzahl auf. Die RSK ist der Meinung, daß der Effekt in der aufgetretenen Größe keinesfalls sicherheitsrelevant ist. Sie hält es jedoch für erforderlich, daß bei

den weiteren Inbetriebnahmeprüfungen auf verschiedenen Leistungsstufen die Ursache dieses Reaktivitätseffektes geklärt wird. Die RSK bittet um einen Bericht über diese Untersuchungen, der vor Aufnahme des Leistungsbetriebs vorgelegt werden soll.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß sich aufgrund der Ergebnisse der Nulleistungsprüfungen keine Sachverhalte ergeben, die der Aufnahme der Leistungsprüfungen entgegenstehen.

2. Während der Nulleistungsprüfungen an der Anlage durchgeführte Arbeiten

Während der Nulleistungsprüfungen waren noch Restarbeiten an der Anlage durchzuführen, die sich insbesondere auf die Montage von mechanischen Erdbebedämpfern erstreckten. Die RSK geht davon aus, daß die Arbeiten vor Aufnahme der Leistungsprüfungen abgeschlossen und positiv begutachtet sind.

3. Programm der Versuche bei Schwach- und Teillastbetrieb bis Nennleistung sowie anschließender Leistungsbetrieb

Die Leistungsprüfungen sind in den F4-Programmen zusammengefaßt und umfassen die erste Leistungsinbetriebnahme des Reaktors der KNK mit schnellem Kern. Im einzelnen werden betrieblich und regeltechnisch wichtige Betriebszustände meßtechnisch ausgewertet, Vergleiche zu rechnerischen Vorhersagen gezogen, Reglereinstellungen optimiert und Grenzwerte des Reaktorschutzesystems eingestellt. Weiterhin werden Störfalluntersuchungen durchgeführt.

Die zur Durchführung der Prüfungen erforderlichen Betriebszustände werden nach den Vorschriften des Betriebshandbuchs (Normalbetriebsvorschriften) angefahren. Im Rahmen der Untersuchungen zum gestörten Betrieb werden die Störfallbetriebsvorschriften noch ergänzt und optimiert.

Für die Leistungsprüfungen sind zwei Freigabeschritte vorgesehen. Die RSK schließt sich der Meinung des Gutachters an, daß die Leistungen des zweiten Freigabeschrittes oberhalb 40% Nennlast erst dann gefahren werden dürfen, wenn die Auswertung der Messungen der ersten Freigabestufe befriedigende Übereinstimmung mit den vorausgerechneten Werten zeigt und die Einhaltung der Auslegungsgrenzwerte in der zweiten Stufe erwarten läßt.

Die RSK erhebt gegen die geplante Durchführung der Leistungsprüfungen bei Einhaltung der Gutachtensbedingungen keine Einwände. Sie hält den Umfang der Prüfungen mit den vom Gutachter geforderten Ergänzungen für ausreichend.

Die RSK geht davon aus, daß sie über die Ergebnisse der Leistungsprüfungen im Rahmen der Betriebsberichte des Betreibers informiert wird.

Nach Durchführung der Prüfungen und der Bewertung der Ergebnisse ist eine abschließende Stellungnahme des Gutachters zum Leistungsbetrieb erforderlich. Darüberhinaus sollte vor Aufnahme des Dauerbetriebs der Sicherheitsbeirat über die Ergebnisse der nuklearen Inbetriebnahme beraten.

Teil II

II. BEKANNTMACHUNGEN ÜBER DIE REAKTOR-SICHERHEITSKOMMISSION

In diesem Abschnitt sind sämtliche Bekanntmachungen im BAZ aufgeführt, soweit sie die RSK betreffen und keine Empfehlungen der RSK beinhalten.

BAZ Nr. 24 vom 3.2.1978

Zusammensetzung der Reaktor-Sicherheitskommission

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) trat am 18.1.1978 nach Neuberufung ihrer Mitglieder durch den Bundesminister des Innern zur konstituierenden Sitzung in Bonn zusammen. Nach Anhörung der RSK wurde der neue Vorsitzende und sein Stellvertreter gemäß § 4 der Bekanntmachung über Bildung einer Reaktor-Sicherheitskommission in der Fassung vom 25.5.1973 (BAZ Nr. 118 vom 29.6.1973) vom Bundesminister des Innern bestimmt.

Nachstehend wird das Verzeichnis der Mitglieder der RSK bekanntgegeben:

Prof. Dr. Hubertus Nickel

- Vorsitzender -

Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Reaktorwerkstoffe

Prof. Dr. Adolf Birkhofer

- stellvertretender Vorsitzender -

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Reaktorstation Garching

Dipl.-Chem. Hubert Eschrich

Stellvertretender Generaldirektor der Firma Eurochemic, Mol, Belgien

Dr.-Ing. Manfred Fischer

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Projekt Nukleare Sicherheit (PNS)

Direktor und Professor Dr.-Ing. Thomas Jaeger

Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin

Prof. Dr. Hilmar Jaschek

Universität des Saarlandes, Fachrichtung Elektrotechnik, Saarbrücken

Direktor Dipl.-Ing. Otto Kellermann

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Prof. Dr.-Ing. Gerd König

Institut für Massivbau an der Technischen Hochschule Darmstadt

Prof. Dr. Karl Kußmaul
Staatliche Materialprüfungsanstalt an der Technischen Hochschule Stuttgart

Prof. Dr.-Ing. Franz Mayinger
Lehrstuhl und Institut für Verfahrenstechnik an der Technischen Universität Hannover

Prof. Dr. Erich Merz
Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Chemische Technologie

Prof. Dr.-Ing. Fritz Peter Müller
Institut für Beton- und Stahlbetonbau an der Technischen Universität Karlsruhe

Direktor Dr. Herbert Schenk
Kernkraftwerk Obrigheim GmbH

Direktor Dr.-Ing. Wilhelm Schoch
Großkraftwerk Mannheim AG

Direktor und Professor Dr. Jakob Schwibach
Bundesgesundheitsamt, Abteilung für Strahlenhygiene, Neuherberg

Prof. Dr. Dieter Smidt
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Institut für Reaktorentwicklung

Direktor Dipl.-Phys. Rudolf Trumfheller
Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungs-Verein e.V., Essen

Dipl.-Chem. Jürgen Wilhelm
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik

Prof. Dr. Albert Ziegler
Lehrstuhl für Reaktortechnik der Ruhr-Universität Bochum

ANHANG A: STICHWORTVERZEICHNIS FÜR TEIL I

Das Stichwortverzeichnis ist in drei Abschnitte gegliedert:

1. Kernkraftwerke und -reaktoren (S. A-2 bis A-13)
2. Andere kerntechnische Einrichtungen (S. A-14 bis A-15)
3. Nicht projektgebundene Fragestellungen (S. A-15)

Die Kernkraftwerke und -reaktoren sowie die anderen kerntechnischen Einrichtungen werden grundsätzlich ihren Standorten zugeordnet, die alphabetisch aufgeführt sind. Um jedoch das Auffinden derjenigen Projekte zu erleichtern, bei denen im allgemeinen Sprachgebrauch der Standort nicht verwendet wird (Beispiel: SNR-300), werden diese Projekte in der Reihe der Standorte mit einem Verweis auf den Standort alphabetisch aufgeführt

(in dem genannten Beispiel: Philippsburg

SNR-300, siehe Kalkar

Stade).

Die angegebenen Seitenzahlen beziehen sich ausschließlich auf Teil 1 der Berichte. *Mit kursiv gedruckten Zahlen wird auf die Bände 1 und 2 hingewiesen.*

Die angegebenen Seitenzahlen beziehen sich ausschließlich auf Teil 1 der Berichte. *Mit kursiv gedruckten Zahlen wird auf die Bände 1 und 2 hingewiesen.*

Band 1: Seiten 1 bis 116 im Bericht IRS-A-9

Band 2: Seiten 117 bis 145 im Bericht IRS-A-11

1. KERNKRAFTWERKE UND -REAKTOREN

Seite

BASF, siehe Ludwigshafen

B i b l i s

<u>Kernkraftwerk Biblis A (KWB A)</u>	92 ff., 201 ff.
- Fristen	202 f.
- Speisewasserbehälter	201 f.
- befristeter Betrieb	203
- Unterlagenforderungen	203
- Versuchsprogramme	202 f.
- Weiterbetrieb nach dem ersten Brennelementwechsel	201 f.
- Wiederholungsprüfungen	
- Speisewasserbehälter	202
<u>Kernkraftwerk Biblis B (KWB B)</u>	2, 28 ff., 155 ff. 186 ff., 206 ff.
- Abfahren der Anlage über Sicherheitsventile des Sekundärkreises	159
- Berichte über Betriebserfahrungen	188
- Bestrahlungseinfluß, Prüfung	157
- chemische Explosionen	155 f.
- Druckführende Umschließung	156 f.
- Druckhalter	186
- Druckspeicher	158, 187
- Erschütterungen durch zivilisationsbedingte Einwirkungen	156
- Flugzeugabsturz	156
- Frischdampfleitungsbruch	158
- Fristen	156 ff., 187 f., 207
- Inbetriebnahme	155 ff.
- Kernnotkühlsystem	159
- Leckageüberwachung	158
- Leckdetektion am Reaktordruckbehälter	159
- Leitlinien der RSK, Erfüllungsgrad	155 ff., 160
- Pumpenschwungrad	159
- Reaktordruckbehälter	157, 159
- Schnellabschaltsystem, Versagen bei Betriebs-transienten	159
- Schnellschlußarmatur in der Frischdampfleitung	158
- Sicherheitsbehälter	160
- Speisewasserbehälter	187
- Weiterbetrieb	206 f.

	<u>Seite</u>
- Unterlagenforderung	156 ff., 186 ff., 207
- Wiederholungsprüfungen	
- Dampferzeuger	157
- Druckbehälter	157
- Druckhalter	186
- Druckspeicher	158, 187
- Frischdampfleitungen	158
- Mechanisierung der Prüfvorgänge	158
- Primärkühlmittelleitungen	157
- Prüffristen für Reaktordruckbehälter	157
- Pumpenschwungräder	157
- Reaktordruckbehälter	157
- Speisewasserbehälter	187, 207
- Speisewasserleitungen	158
<u>Kernkraftwerk Biblis C (KWB C)</u>	228 ff.
- Anforderungen an Anlagenteile	234 f.
- Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebs- transienten	237
- Brennelementlager	237 ff.
- Druckbehälter	234
- Druckführende Umschließung	234 f.
- Einwirkungen von außen	232 f.
- Frischdampfleitungsbruch	230
- Gebäudesprühsystem	230
- Incore-Instrumentierung	240
- Nachkühlpumpen	241
- Notstandssystem	241 f.
- Pumpenschwungrad	229
- Reaktordruckbehälter, Leckgröße	228 f.
- Sicherheitsbehälter	203 ff., 235 f., 241
- sicherheitstechnische Fragestellungen	228 ff.
- Sicherheitsventile im Primär- und Sekundärkreis	232
- Spaltproduktrückhaltung	236 f.
- Speisewasserleitungsbruch	231
- Stilllegung	239 f.
- Strahlenbelastung bei Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten	239
- Turbinenschäden	232
- Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter	230
- Wiederholungsprüfungen	234

SeiteBrokdorf

<u>Kernkraftwerk Brokdorf</u>	151 ff.
- Abfahren der Anlage über Sicherheitsventile des Sekundärkreises	153
- Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung	154
- Flugzeugabsturz	154
- Frischdampfleitungsbruch	153
- Personal, Schutz	154 f.
- Pumpenschwungrad	154
- Reaktordruckbehälter	154
- Sicherheitskonzept	153 ff.
- Speisewasserleitungsbruch	153
- Standort	151 ff.
- Teilerrichtungsgenehmigung (1.)	151 ff.
- Wiederholungsprüfungen	153

E s e n s h a m m

<u>Kernkraftwerk Unterweser (KKU)</u>	5, 190 ff.
- Abfahren der Anlage über Sicherheitsventile	195
- Berichte über Betriebserfahrungen	197
- Bestrahlungseinfluß, Prüfung	192 f.
- Betrieb	190 ff.
- Betriebspersonal	197
- Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung	196
- Druckführende Umschließung	191 ff.
- Druckhalter	193 f.
- Druckspeicher	194 f.
- Frischdampfleitungsbruch	195
- Fristen	194 ff.
- Inbetriebnahme, nukleare	190 ff.
- Kernnotkühlung	196
- Leckstellenüberwachung	193
- Pumpenschwungrad	195
- Sicherheitsbehälter	196 f.
- Speisewasserbehälter	195
- Umgebungsbelastung	197
- Unterlagenforderungen	193 f., 196 f.
- Wiederholungsprüfungen	
- Druckhalter	193 f.
- Druckspeicher	194 f.
- Reaktordruckbehälter	191 f.
- Speisewasserbehälter	195
- übrige Komponenten der Druckführenden Umschließung	193
- zivilisationsbedingte Einwirkungen	191

	<u>Seite</u>
<u>GKN</u> , siehe Neckarwestheim	
<u>G r o h n d e</u>	
<u>Kernkraftwerk Grohnde</u>	149
- Schutz gegen chemische Explosionen	149
<hr/>	
<u>G u n d r e m m i n g e n</u>	
<u>Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk 1 (KRB 1)</u>	255 ff.
- Druckführende Umschließung	255 f.
- Fristen	257
- Unterlagenforderungen	257
- Wiederinbetriebnahme	255 ff.
<u>H a m b u r g</u>	
<u>Kernenergieforschungsschiff NS OTTO HAHN</u>	32, 35, 38 f., 258 f.
- Betrieb bis 1982	258 f.
- Leckerkennung	259
- Leitlinienvergleich	258 f.
<u>H a m m - U e n t r o p</u>	
<u>Kernkraftwerk Hamm (KKH)</u>	228 ff., 243 ff.
- Anforderungen an Anlagenteile	234 f.
- Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebs- transienten	237
- Brennelementlager	237 ff.
- Druckbehälter	234
- Druckführende Umschließung	234 f.
- Einwirkungen von außen	232 f.
- Frischdampfleitungsbruch	230

	<u>Seite</u>
- Gebäudesprühsystem	230
- Incore-Instrumentierung	240
- Nachkühlpumpen	241
- Notstandssystem	241 f.
- Pumpenschwungrad	229
- Reaktordruckbehälter	
- Leckgröße	228 f.
- Sicherheitsbehälter	203 ff., 235 f., 241
- Sicherheitskonzept	247 f.
- sicherheitstechnische Fragestellungen	228 ff.
- Sicherheitsventile im Primär- und Sekundär- kreislauf	232
- Spaltproduktrückhaltung	236 f.
- Speisewasserleitungsbruch	231
- Standort	244 ff.
- Stilllegung	239 f.
- Strahlenexposition der Bevölkerung	247
- Strahlenbelastung bei Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten	239
- Turbinenschäden	232
- Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter	230
- Wiederholungsprüfungen	234
<u>Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR-300)</u>	<i>2, 17 ff., 44 ff., 248 f., 257</i>
- Fristen	249
- Notmaßnahmen bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr	248 f.
- Unterlagenforderungen	249
- Vorgespannter Gußdruckbehälter (VGB-S)	257

ISAR, siehe Niederaichbach-Ohu

K a l k a r

<u>Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)</u>	<i>3 ff., 24 ff., 65 ff., 89 ff., 100 f., 118, 143 f., 197 f.</i>
- Nachwärmeabfuhrsysteme, Zuverlässigkeits- analyse	198
- Nachwärmeabfuhrkonzept	197 f.
- Tauchkühlsystem	197 f.
- Unterlagenforderungen	198

K a r l s r u h e

<u>Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 (KNK 2)</u>	40 ff., 89 f., 252 ff.
- Anlagenschutzkonzept	255
- Beladen des Kerns	252 ff.
- Berichte über Betriebserfahrungen	276
- Inbetriebnahme	255
- Leistungsbetrieb	276
- Leistungsprüfungen	275 f.
- Nulleistungsprüfungen	252 ff., 275
- Reaktorbetrieb	254 f.
- Sicherheitskonzept	253
- Standort	253
- Unterlagenforderungen	276

<u>Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR)</u>	57, 87 ff., 169 ff.
- Abluft	171
- Brandschutz	171
- Druckprobe	170
- Druckunterdrückungssystem	171
- Fristen	171
- Kernnotkühlsystem	170
- Notsteuerstelle	170 f.
- Personal	169
- Wasserversorgung der Kühltürme	170
- Weiterbetrieb bis 1981	169 ff.

KNK, siehe Karlsruhe

KRB, siehe Gundremmingen

K r ü m m e l

<u>Kernkraftwerk Krümmel (KKK)</u>	8, 47, 51 f., 54 ff., 198 ff.
- Schnellabschaltsystem, Konzept mit Einzeltanks	198 ff.

L i n g e n

<u>Kernkraftwerk Lingen (KWL)</u>	110 f., 149 f.
- befristeter Betrieb	150
- Dampfumformer	149

L u d w i g s h a f e n

<u>Kernkraftwerk BASF-MITTE</u>	57 f., 60 ff., 172 f.
- Abschaltssystem	178
- Berstgeschützter Primärkreislauf	175, 176
- Berstschutz	177 f., 183 ff.
- Bewertungsmaßstäbe	176
- Boreinspritzsystem als zweites Schnellabschalt- system	176, 182
- Brüche im Primärsystem	177 ff.
- Chemische Explosionen	173 f.
- Dampferzeuger	176
- Druckabsenkung im Sekundärkreis	176
- Druckhalter	176
- Einwirkungen Dritter	174
- Entwicklungsgeschichte	172 f.
- Erdbeben	173
- Flugzeugabsturz	174
- Fragenkatalog	173
- Fristen	177, 178
- Gegenseitige Beeinflussung von Chemieanlagen und Kernkraftwerk	174
- Kernnotkühlung	175 f., 179 f.
- Kühlmittelverluststörfall	175
- Notfallschutz	174
- Primärkreislaufkonzept	176 f., 179
- Primärkühlmittelleitungen	176
- Reaktordruckbehälter	175 ff.
- Risiko	182, 184
- Individualrisiko	174 f., 184
- kollektives Risiko	174 f., 184
- Schnellabschaltsystem, Versagen bei Betriebs- transienten	176, 182
- Sicherheitsbehälter	176, 178, 180 ff.
- Sicherheitsbehälter-Sprühsystem	176, 181
- Sicherheitskonzept	175 f., 183
- Spaltproduktfreisetzung bei Störfällen	175, 181 f.
- Standort	173 ff., 182 ff., 185
- Strahlenbelastung	174
- Stromversorgung, externe	176

	<u>Seite</u>
- Unterlagenforderungen	177 f., 180, 185
- Verfügbarkeit	183
- Versuche	177 f.
- Wiederholungsprüfbarkeit	177 f., 181, 183
- Zweigeteiltes Rohr	176 f., 179
<u>Kernkraftwerk BASF-NORD</u>	185

Neckarwestheim

<u>Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN)</u>	2, 19 f., 160 ff., 188 ff.
- Abfahren über Sicherheitsventile des Sekundärkreises	164
- Berichte über Betriebserfahrungen	190
- Bestrahlungseinfluß, Prüfung	163
- Brand im Reaktor- und Abstellbecken	166 f.
- Brandschutz	166
- Chemische Explosionen	161
- Druckführende Umschließung	162 ff.
- Druckhalter	188
- Druckspeicher	189
- Störfallanalyse	164
- Einwirkungen Dritter	162
- Flugzeugabsturz	161
- Frischdampfleitungsbruch, Störfallbeherrschung	164
- Fristen	163 ff., 167, 189 f.
- Giftige und explosionsgefährliche Gase	161 f.
- Inbetriebnahme	160 ff.
- Kernnotkühlsystem	165
- Leckageüberwachung	164
- Leckdetektion am Reaktordruckbehälter	165
- Leitlinien der RSK, Erfüllungsgrad	161 f., 167
- Personal	167
- Pumpenschwungrad	165
- Reaktorbetrieb, Gleichzeitigkeit mit Sprengarbeiten im Steinbruch Neckarwestheim	162
- Reaktordruckbehälter	162 f., 165
- Schnellabschaltsystem, Versagen bei Betriebs transienten	165
- Schnellschlußarmatur in der Frischdampfleitung	164
- Sicherheitsbehälter	166
- Speisewasserbehälter	190
- Unterlagenforderungen	163 ff., 167, 190
- Wiederholungsprüfungen	
- Dampferzeuger	163
- Druckbehälter	163

	<u>Seite</u>
- Druckhalter	189
- Druckspeicher	164, 189
- Frischdampfleitungen	163
- Mechanisierung der Prüfvorgänge	164
- Primärkühlmittelleitungen	163
- Primärkühlmittelpumpen	163
- Prüffristen für den Reaktordruckbehälter	163
- Pumpenschwungräder	163
- Reaktordruckbehälter	162 f.
- Speisewasserleitungen	163

N i e d e r a i c h b a c h - O h u

<u>Kernkraftwerk Isar (KKI)</u>	<i>10 ff., 33 ff., 168 f., 215 ff.</i>
- Betrieb	215 ff.
- Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung	222
- Druckabbausystem	220
- Druckführende Umschließung	216 ff.
- Fristen	168 f., 216 ff.
- Hochdruckvorwärmer	219
- Inbetriebnahme, nukleare	215 ff.
- Kernnotkühlung	219 f.
- Kondensationskammer, Dichtheitsprüfungen	222
- Niederdruckvorwärmer	219
- Reaktorbetrieb	222
- Schnellabschaltbehälter	168 f.
- Strahlenbelastung	
- im bestimmungsgemäßen Betrieb	221 f.
- nach Kühlmittelverluststörfällen	220 f.
- Unterlagenforderungen	169, 216 ff.
- Wasserschlag bei Bruch der Speisewasserleitung	218 f.
- Wasserstoffbildung nach Kühlmittelverluststörfällen	220 f.
- Werkstoffversuche	169
- Wiederholungsprüfungen	
- Druckführende Umschließung	216 ff.
- Schnellabschaltbehälter	169 f.
- zivilisationsbedingte Einwirkungen	216
- Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler	219

O b r i g h e i m

<u>Kernkraftwerk Obrigheim 1 (KWO 1)</u>	250 ff.
- Brennelementlager	252
- Notstandssystem	251

OTTO HAHN, siehe Hamburg

Philippsburg

<u>Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP 1)</u>	<i>3, 16 f., 33 ff., 128 f., 208 ff.</i>
- Betrieb	208 ff.
- Betriebstransienten ohne Schnellabschaltung	214
- Druckabbausystem	212 f.
- Druckführende Umschließung	208 ff.
- Fristen	209 ff.
- Hochdruckvorwärmer	211 f.
- Inbetriebnahme, nukleare	208 ff.
- Kernnotkühlung	212
- Kondensationskammer, Dichtheitsprüfungen	214
- Niederdruckvorwärmer	211 f.
- Reaktorbetrieb	214 f.
- Strahlenbelastung	
- im bestimmungsgemäßen Betrieb	214
- nach Kühlmittelverluststörfällen	213
- Unterlagenforderungen	209 ff.
- Wasserschlag bei Bruch der Speisewasserleitung	210 f.
- Wasserstoffbildung nach Kühlmittelverlust- störfällen	213 f.
- Wiederholungsprüfungen	
- Druckführende Umschließung	208 ff.
- zivilisationsbedingte Einwirkungen	208
- Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler	211 f.
 <u>Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2)</u>	 <i>10 ff., 33 ff., 54 ff., 112 ff., 223 ff., 228 ff.</i>
- Anforderungen an Anlagenteile	234 f.
- Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebs- transienten	237
- Brennelementlager	237 ff.
- Druckbehälter	234
- Druckführende Umschließung	234 f.
- Einwirkungen von außen	232 f.
- Erdbeben	226
- Frischdampfleitungsbruch	230
- Gebäudesprühsystem	230
- Incore-Instrumentierung	240
- Nachkühlpumpen	241
- Notstandssystem	241 f.
- Pumpenschwungrad	229

	<u>Seite</u>
- Reaktordruckbehälter	228 f.
- Leckgröße	203 ff., 235 f.,
- Sicherheitsbehälter	241
- Sicherheitskonzept	228
- sicherheitstechnische Fragestellungen	228 ff.
- Sicherheitsventile im Primär- und Sekundär- kreislauf	232
- Spaltproduktrückhaltung	236 f.
- Speisewasserleitungsbruch	231
- Stilllegung	239 f.
- Strahlenbelastung bei Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten	239
- Strahlenexposition der Bevölkerung	226 ff.
- Standort	223 ff.
- Turbinenschäden	232
- Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter	230
- Wiederholungsprüfungen	234

SNR-300, siehe Kalkar

SÜD, siehe Wyhl

THTR-300, siehe Hamm-Uentrop

UNTERWESER, siehe Esenshamm

V a h n u m

<u>Kernkraftwerk Vahnum</u>	228 ff.
- Anforderungen an Anlagenteile	234 f.
- Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebs- transienten	237
- Brennelementlager	237 ff.
- Druckbehälter	234
- Druckführende Umschließung	234 f.
- Einwirkungen von außen	232 f.
- Frischdampfleitungsbruch	230
- Gebäudesprühsystem	230
- Incore-Instrumentierung	240

	<u>Seite</u>
- Nachkühlpumpen	241
- Notstandssystem	241 f.
- Pumpenschwungrad	229
- Reaktordruckbehälter - Leckgröße	228 f.
- Sicherheitsbehälter	235 f., 241
- sicherheitstechnische Fragestellungen	228 ff.
- Sicherheitsventile im Primär- und Sekundär- kreislauf	232
- Spaltproduktrückhaltung	236 f.
- Speisewasserleitungsbruch	231
- Stilllegung	239 f.
- Strahlenbelastung bei Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten	239
- Turbinenschäden	232
- Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter	230
- Wiederholungsprüfungen	234

W ü r g a s s e n

<u>Kernkraftwerk Würgassen (KWW)</u>	9 f., 15, 17, 22 ff., 28, 47 f., 49, 119 ff., 124 ff., 150
- Fristen	150
- Schnellabschaltbehälter	150
- Schnellabschaltsystem	252
- Unabhängiges Nachkühlsystem	252
- Unterlagenforderungen	150

W y h l

<u>Kernkraftwerk Süd (KWS)</u>	249 f.
- Berstschutz	249 f.

2. ANDERE KERntechnISCHE EINRICHTUNGEN

Seite

G o r l e b e n

<u>Entsorgungszentrum</u>	260 ff.
- Abfallbehandlung	265 f.
- Abfallendbehandlung	267 f.
- Abfallendlagerung	260, 268 ff.
- Absturz eines Brennelementtransportbehälters	263
- Aufschlußbohrungen	260
- Beratungsauftrag	260 f.
- Beurteilung	260
- Brände innerhalb der Anlage	263, 266, 268
- Brennelementlagerung	260, 262 f.
- Einwirkungen von außen	263 f., 266 ff.
- Endlagerbergwerk	269 f.
- Erdbeben	263
- Explosionen innerhalb der Anlage	264, 268
- Flugzeugabsturz	263
- Forschungs- und Entwicklungsarbeiten	272
- grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit	260
- Kritikalität	263 f., 267
- Kryptonrückhaltung	264
- Kryptonzwischenlagerung	265
- Notfallschutzplanung	260, 262
- Plutonium-Brennelementherstellung	266 f.
- Plutoniumhandhabung, Sicherheitsvorkehrungen	267
- Salzstock	260, 268 ff.
- Sicherungsmaßnahmen	272
- Standort	261 f.
- Strahlenexposition in der Umgebung	261 f.
- Strahlenschutzverordnung, Einhaltung	260
- übergeordnete Infrastruktur	271
- Uranverarbeitung	266
- Verglasung	268
- Wiederaufarbeitung	263 ff.
- zusammenfassende Beurteilung	260
- Zwischenlagerung	265 f.

L i n g e n

<u>Brennelementfertigungsanlage der EXXON</u>	242 f.
- Auslegungstörfall	243
- Sicherheitskonzept	243
- Standort	242

K a r l s t e i nSeite

Brennelementfertigungsanlage Karlstein RBU-Werk 2 -----	273 ff.
- Abgabe im bestimmungsgemäßen Betrieb	273 f.
- Auslegungsstörfall	274
- Lüftungskonzept	274
- Neugenehmigung nach § 7 AtG	273 ff.

3. NICHT PROJEKTGEBUNDENE FRAGESTELLUNGEN

- Auslegungsbedingungen für Sicherheitsbehälter	203 ff.
- Berstschutz	55, 57, 58 ff., 249 f.
- Rasmussen-Bericht (WASH 1400)	146 ff.
- Risikobeurteilung	146 ff.
- Werkstofffragen	167 ff., 203 ff.
- sicherheitstechnische Fragestellungen bei KWU-Druckwasserreaktoren 1300 MWe	228 ff.

