



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

Empfehlungen
der
Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
1978-1980 (Band 4)

P. Neusser



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

Empfehlungen
der
Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
1978-1980 (Band 4)

Paul Neusser

GRS-33 (Juni 1981)

Glockengasse 2 · 5000 Köln 1 · Telefon (02 21) 20 68-1 · Telex 8 881 807 grs d

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 Bundesminister des Innern zusammen.

Seit der Neuberufung und Reorganisation der RSK im Jahre 1971 durch den damals zuständigen Bundesminister für Bildung und Wissenschaft werden die Empfehlungen im "Bundesanzeiger" (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 vier Bände vor:

Band 1: IRS-A-9 (Dezember 1975), Empfehlungen der RSK 1971 bis 1974
(68. bis 96. Sitzung)
Seiten: I-1 bis I-116 und II-1 bis II-23
Anhang A: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
Ausgabe 04.74

Band 2: IRS-A-11 (August 1976), Empfehlungen der RSK 1974 bis 1975
(97. bis 105. Sitzung)
Seiten: I-117 bis I-145

Band 3: GRS-12 (August 1978), Empfehlungen der RSK 1975 bis 1977
(106. bis 129. Sitzung)
Seiten: I-146 bis I-276 und II-24 bis II-25

Band 4: GRS-33 (Juni 1981), Empfehlungen der RSK 1978 bis 1980
(130. bis 161. Sitzung)
Seiten: I-277 bis I-309 und II-26

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 relating to safety in nuclear plants, especially in those tasks which the minister has to fulfil in consequence of article 85 of the Fundamental Law of the Federal Republic of Germany. Since 1972 the Federal Minister of the Interior has been responsible for this field.

The members of the RSK are independent experts of various special branches of science. Their meetings are confidential and not public. The RSK summarizes the results of their discussions into recommendations which are directed to the Federal Minister of the Interior.

Since the RSK has been newly established and reorganized in 1971 by the then responsible 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 have been published in the "Bundesanzeiger", the *Office of the RSK* publishes them once more as a summary report by order of the Federal Minister of the Interior.

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

Four volumes have been 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 4: GRS 33 (June 1981), Recommendations of the RSK 1978 to 1979 (130th to 151st meeting)
pages: I-277 to I-309 and II-26

INHALTSVERZEICHNIS

Seite

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

131. Sitzung am 14./15.02.1978

I-277

Gemeinsame Sitzung der RSK und SSK

134. Sitzung am 17.05.1978

Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)

1. Errichtung der Inertisierungssysteme I-277
2. Starkstromtechnische Einrichtungen für die
Energieversorgung des Sicherheitssystems I-277

138. Sitzung am 11.10.1978

Kernkraftwerk Brunsbüttel
Störfall am 18. Juni 1978

1. Beurteilung des Verhaltens des Personals I-278
2. Reparaturmaßnahmen an der Bruchstelle des
Blindstutzens I-278
3. Maßnahmen im Bereich der elektrischen
Einrichtungen I-278

139. Sitzung am 15.11.1978

1. Auslegung von Kernkraftwerken gegen
Windlasten I-279
2. Kernkraftwerk Würgassen
 - a. Ertüchtigungsmaßnahmen bei Erhöhung der
Kraftwerksleitung I-279
 - b. Betrieb des Siedewasser-Reaktors ohne
Dampftrockner I-279

<u>141. Sitzung am 24.01.1979</u>	<u>Seite</u>
1. RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren; 2. Ausgabe, 24. Januar 1979	I-280
2. Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 (KNK 2)	I-280
1. Änderung der Reaktimetergrenzwerte	I-280
2. Einbau von Drosselarmaturen in die Entgasungs- leitung	I-280
3. Kühlmittelentgasung (Argon)	I-280
4. Negative Reaktivität durch Entwicklung einer Gasblase (Argon)	I-280
 <u>145. Sitzung am 25.04.1979</u>	
1. Störfall im Kernkraftwerk "Three Mile Island" (TMI)	I-281
a. Überprüfung der Kernkraftwerke Stade, Obrigheim, MZFR und Kahl als Folge des Störfalls TMI	I-281
b. Ausreichende Sicherheitseinrichtungen für Stade, Obrigheim, MZFR und Kahl?	I-281
2. RSK-Leitlinien für Druckwasser-Reaktoren; Abschnitt 4.2, äußere Systeme. (Rahmenspezifikation Basissicherheit druckführender Komponenten)	I-282
 <u>147. Sitzung am 20.06.1979</u>	
1. Kernkraftwerk Unterweser: Ansteuerung der Druck- halter-Sicherheitsventile von Hand, Empfehlung zur Auflage Nr. 3 aus dem Beschluß des Oberver- waltungsgerichtes Lüneburg vom 02.02.79	I-282
2. Untersuchungen sowie F&E-Arbeiten auf dem Gebiet der Sicherheit von Leichtwasser-Reaktoren	I-283
 <u>148. Sitzung am 19.09.1979</u>	
1. Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2	I-288
2. Sicherheitstechnische Realisierbarkeit der Trockenlagerung	I-288

<u>149. Sitzung am 17.10.1979</u>	<u>Seite</u>
1. 300 MWe-Prototypkernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300)	I-291
a. Dampferzeuger	I-291
b. Sicherheitsventile am Spannbetondruckbehälter (SBB)	I-291
2. Kernkraftwerk Würzgassen Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter und Wasserqualität	I-291
<u>152. Sitzung am 23.01.1980</u>	
1. Kernkraftwerk Brunsbüttel Wiederinbetriebnahme nach dem Störfall am 18. Juni 1978	I-292
2. 300 MWe - THTR-Prototyp-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300) Einrichtung der Anlagenteile	I-293
- Primärkühlgasgebläse	
- Dampferzeugeranlage	
- Dampferzeuger-Leckagekontrolle (Feuchtemessung)	
<u>153. Sitzung am 20.02.1980</u>	
1. Abluftfilterung des Reaktorhilfsanlagegebäudes der in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren	I-295
2. Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems (katalytischer Rekombinator) in die Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren Philippsburg 1 (KKP 1) und Brunsbüttel (KKB)	I-295
<u>155. Sitzung am 23.04.1980</u>	I-296
Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasser- stoffbildung nach Störfällen für in der Errichtung befindliche Druckwasserreaktoren	
<u>156. Sitzung am 21.05.1980</u>	I-296
Kernkraftwerk Brunsbüttel, befristeter Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter	
<u>159. Sitzung am 15.10.1980</u>	I-297
Kernkraftwerk Brokdorf, Sicherheitskonzept	

160. Sitzung am 12.11.1980

Seite

300 MWe-THTR-Prototypkernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR)
Einrichtung zur Regelung und Abschaltung des Kernreaktors

I-298

161. Sitzung am 17.12.1980

1. Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems
(Katalytischer Rekombinator) in das
Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor Isar I

I-299

2. Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich, Sicherheitskonzept

I-299

Neu

II. <u>Bekanntmachungen über die Reaktor-Sicherheitskommission</u>	<u>Seite</u>
Zusammensetzung der Reaktor-Sicherheitskommission	II-26
<u>Anhang A:</u> Stichwortverzeichnis für Teil I	
1. Kernkraftwerke und -reaktoren	A-2
2. Andere kerntechnische Einrichtungen	A-11
3. Nicht projektgebundene Fragestellungen	A-11

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 130. bis 161. Sitzung der RSK wurden folgende Empfehlungen bekanntgegeben:

Bericht über die gemeinsame Sitzung
von RSK und SSK am 15. Februar 1978

in Verbindung mit der 131.
Sitzung am 15. Februar 1978

Sicherheitstechnische Fragestellung zum Entsorgungszentrum sowie
empfohlene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten und Untersuchungen

RSK und SSK verabschiedeten die Punkte: " Sicherheitstechnische Frage-
stellung zum Entsorgungszentrum

Stand der Beratungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK) und der
Strahlenschutzkommission (SSK) sowie empfohlene Forschungs- und
Entwicklungsarbeiten und Untersuchungen, 15.02.1978"

Die Texte dieser verabschiedeten Punkte sind über die Gesellschaft
für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 5000 Köln 1, Glockengasse 2, zu
beziehen.

BAZ Nr. 132 vom 19.07.1978

134. Sitzung am 17.05.1978

Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)
Errichtung der Inertisierungssysteme WJ01 und WJ02 und der
starkstromtechnischen Einrichtungen für die Energieversorgung
des Sicherheitssystems

1. Inertisierungssysteme WJ01 und WJ02

Die Inertisierungssysteme WJ01 und WJ02 dienen beim SNR-300 zur Begrenzung des Sauerstoffgehaltes in den inertisierten Bereichen, zur Kühlung von Räumen und Anlagen in den inertisierten Bereichen im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen sowie zur Abscheidung von Wasser aus dem umgewälzten Stickstoff in der sog. Nach-Bethe-Tait-Phase. Darüber hinaus wird durch diese Systeme die Aktivität in den Stickstoffkreisläufen im Normalbetrieb und nach Störfällen verringert und die Aktivitätsabgabe vom inertisierten in den belüfteten Bereich verzögert. Das System WJ01 ist den Räumen des inneren Containments zugeordnet, während das System WJ02 Räume des äußeren Containments versorgt, in denen natriumführende Komponenten aufgestellt sind.

Die Inertisierungssysteme WJ01 und WJ02 sind — bis auf die Kühlmittelversorgung — in jeweils drei voneinander unabhängige Einzelsysteme unterteilt. Jedes der beiden Systeme enthält daher drei Gebläse- und Kühleinheiten mit einer Kapazität von jeweils 50%, bezogen auf den Normalbetrieb. Da dem System WJ01 keine Bedeutung für die Beherrschung des Bethe-Tait-Störfalles zukommt, ist der Ausfall dieses Systems, der bei längerer Belastung mit Natriumaerosolen möglich ist, sicherheitstechnisch unbedenklich.

Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß der Gutachter keine Bedenken gegen die Errichtung der Inertisierungssysteme WJ01 und WJ02 hat. Die vom Gutachter für notwendig erachteten Versuche zur Aerosolbelastung der Gebläse des Systems WJ02 dienen nach seiner Aussage der Klärung von Detailfragen der Gebläsauslegung. Falls auf Grund der Ergebnisse dieser Versuche Änderungen in der Detailauslegung notwendig werden, sind diese nach Angaben des Gutachters in jedem Fall durch Änderungen in der Konstruktion möglich. Die RSK geht daher davon aus, daß den genannten Versuchen keine entscheidende Bedeutung im Hinblick auf das Konzept und die prinzipielle Auslegung der Inertisierungssysteme WJ01 und WJ02 zukommt. Unter diesen Voraussetzungen empfiehlt sie dem Bundesminister des Innern, der Genehmigung zur Errichtung dieser Systeme zuzustimmen.

2. Starkstromtechnische Einrichtungen für die Energieversorgung des Sicherheitssystems

Zum Konzept der starkstromtechnischen Einrichtungen für die Energieversorgung des Sicherheitssystems wird festgestellt:

a) Die RSK ist der Auffassung, daß die Zuverlässigkeit des Notstromsystems wesentlich durch die Zuverlässigkeit der Diesel-Notstromerzeugungsaggregate bestimmt wird. Die vorgesehene direkte elektrische Kopplung von zwei Diesel-Notstromerzeugungsaggregaten für die Versorgung eines Notstromstranges wurde bisher nicht erprobt. Die RSK hält es daher für erforderlich, daß die ausreichende Zuverlässigkeit dieser Doppelaggregate unter Berücksichtigung der systemtechnischen Bedingungen sorgfältig geprüft und durch Versuche nachgewiesen werden muß. Dabei ist besonders auf eine ausreichende Startsicherheit der Doppelaggregate zu achten. Die RSK hält es für erforderlich, daß — vorsorglich als Ersatz für das Doppelaggregatsystem — eine Alternativlösung vorbereitet wird.

b) An Stelle der vom Antragsteller vorgesehenen Lösung mit Ersatzgleichrichtern sind im Nebenanlagengebäude ein komplettes drittes Gleichstromteilsystem für die Steuerung der drei Diesel-Notstromerzeugungsaggregate und die zugeordneten Notstromverteilungseinrichtungen vorzusehen.

c) Nach den vorliegenden Untersuchungen über die Versorgungssicherheit der Notstromschienen kommt den noch verbliebenen Doppelspeisungen bzw. Mehrfachversorgungsmöglichkeiten von Notstromschienen — insbesondere aber deren Verriegelung — eine wesentliche sicherheitstechnische Bedeutung zu. Die RSK ist der Auffassung, daß für jeden repräsentativen Typ einer solchen Mehrfachversorgungsmöglichkeit eine ausreichende Zuverlässigkeit durch eine Eignungsprüfung nachzuweisen ist.

Die RSK stimmt dem vorliegenden Konzept mit den vorgeschlagenen Änderungen unter der Voraussetzung zu, daß durch die in den Punkten a) und c) empfohlenen Untersuchungen die ausreichende Zuverlässigkeit der Energieversorgung für das Sicherheitssystem des SNR-300 bestätigt wird.

**Kernkraftwerk Brunsbüttel
Störfall am 18. Juni 1978**

Am 18. Juni 1978 ereignete sich im Kernkraftwerk Brunsbüttel ein Störfall, bei dem ein in einer Frischdampfleitung zwischen Stellventil und Turbinengehäuse liegender Blindstutzen mit 80 mm Nennweite (sog. Fönstutzen) abriß. Als Folge davon strömte geringfügig kontaminierter Dampf in das Maschinenhaus.

Zum Verhalten des Personals nach Störfalleintritt sowie zu den vor der Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerks erforderlichen technischen und administrativen Maßnahmen nimmt die RSK wie folgt Stellung, wobei sie die Beratungsergebnisse des Ausschusses bei der SSK „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ berücksichtigt hat:

1. Beurteilung des Verhaltens des Personals

Nach den Festlegungen im Betriebshandbuch muß bei Auftreten von Dampf im Maschinenhaus die Schnellabschaltung eingeleitet werden. Diese Anweisung wurde jedoch vom zuständigen Personal nicht befolgt. Die Schnellabschaltung, die nach Meinung des Personals infolge der Anregung „Maschinenhausdruck hoch“ nach fünf Minuten automatisch erfolgt wäre, wurde vom Personal durch unzulässige Eingriffe in einen Meßkanal des Schutzsystems (Teil des Reaktorschutzsystems) verhindert.

Eingriffe ins Reaktorschutzsystem sind nur mit Billigung der Aufsichtsbehörde erlaubt. Die unzulässigen Eingriffe hatten — wie bei der nachträglichen Aufklärung des Störfallablaufes festgestellt wurde — auf den Verlauf des Störfalles keinen Einfluß, da sich der Druck im Maschinenhaus bereits vor Ablauf der fünf Minuten über die geöffneten Dachklappen abgebaut hatte und daher die automatische Abschaltung tatsächlich nicht ausgelöst worden wäre. Außerdem ist festzustellen, daß alle anderen Grenzwertgeber funktionsbereit waren, um einen schwerwiegenden Störfall zu verhindern.

Weiterhin hat in den folgenden Fällen das Betriebspersonal gegen die klaren Forderungen des Betriebshandbuches verstoßen:

Nichtabschalten bei Dampfaustritt im Maschinenhaus und unzulässige Eingriffe ins Reaktorschutzsystem. Erfahrungsgemäß kündigen sich Schäden in einem Rohrleitungssystem durch Leckagen an. Daher ist es notwendig, bereits Hinweisen auf kleine Leckagen (z.B. erhöhter Aktivitätspegel) nachzugehen. Leckagen waren auch vor dem Störfall schon erkennbar.

Bei diesem Störfall haben, wie nachträgliche Untersuchungen zeigten, alle physikalischen Messungen zur Bestimmung des Anlagenzustandes funktioniert. Da das Betriebspersonal nur einen geringen Teil der Messungen beachtet hat und davon zum Teil die nicht relevanten (Edelgasaktivität am Kamin statt der Aktivitätsmessung im Maschinenhaus), wurden falsche Schlußfolgerungen gezogen.

Trotz des Fehlverhaltens und der Verletzung der Vorschriften durch das Personal ist die Anlage zu keiner Zeit in einem sicherheitstechnisch kritischen Zustand gewesen, und die sichere Abschaltung und Nachkühlung waren dadurch nicht beeinträchtigt.

Bei dem Störfall strömten insgesamt 97 Tonnen geringfügig kontaminierten Dampfes in drei Stunden durch das Leck in das Maschinenhaus. Höchstens zwei Tonnen Dampf gelangten hiervon durch die Druckentlastungsklappen des Maschinenhauses ins Freie. Der größte Teil des aus dem Leck entwichenen Dampfes kondensierte in den Gebäudeteilen zu Wasser. Ein kleinerer Teil des Dampfes wurde über den Fortluftkamin des Kraftwerks kontrolliert abgegeben. Insgesamt wurden während des Störfalles am 18. Juni 1978 34 Ci Edelgase über den Kamin und 2 Ci Edelgase über die Dachklappen des Maschinenhauses abgegeben. In der folgenden Woche wurden über den Kamin weitere 765 Ci Edelgase abgegeben. Diese Abgabe entspricht etwa den Werten, die bei Abschaltungen im Rahmen des bestimmungsgemäßen Betriebes nach den Betriebserfahrungen zu erwarten sind.

Die entsprechenden Abgaben betragen für Jod 131 während des Störfalles $1,3 \cdot 10^3$ Ci über den Kamin und $3,4 \cdot 10^4$ Ci über das Maschinenhausdach. In der nachfolgenden Woche wurden über den Kamin $8 \cdot 10^3$ Ci Jod abgegeben, diese Abgabe ist im wesentlichen störfallbedingt.

Die Abgabe von Aerosolen über den Kamin betrug während des Störfalles $50 \cdot 10^3$ Ci; dabei handelte es sich vorwiegend um kurzlebige Radionuklide mit einer mittleren Halbwertszeit von 20 Minuten. In der nachfolgenden Woche wurden über den Kamin nochmals $50 \cdot 10^4$ Ci abgegeben. Die Abgaben an Aerosolen über das Maschinenhausdach sind vernachlässigbar.

Als maximal mögliche Strahlenexpositionen infolge der angegebenen Freisetzungen wurden für den Ganzkörper 0,02 mrem und für die Schilddrüse (Kleinkind) 4 mrem berechnet. Messungen von Umgebungsproben haben gezeigt, daß die tatsächlich aufgetretenen Strahlenexpositionen um mindestens 1 Größenordnung niedriger lagen.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß das Betriebspersonal nicht nur einschlägige Vorschriften verletzt hat, sondern durch offensichtliche Fehlleistungen die erforderlichen Gegenmaßnahmen nicht bzw. nicht rechtzeitig ergriffen hat. Darüber hinaus ist die übergeordnete Verantwortung und die Organisationsstruktur des Betreibers in Frage zu stellen. Die RSK wird sich erneut projektunabhängig mit der Ausbildung und dem Fachkundenachweis des Schichtpersonals in Kernkraftwerken auseinandersetzen.

2. Reparaturmaßnahmen an der Bruchstelle des Blindstutzens

Auf Grund des Aussehens der Bruchstelle am Stutzen, der senkrecht zur Stutzenachse abgerissen ist, folgert der Gutachter, daß der Bruch durch Schwingungsbeanspruchung entstanden ist. Als mögliche Schwingungsanregungen für den Stutzen werden vom Gutachter Druckschwankungen im Nachlaufbereich der Drosseiventile angesehen, durch die Schwingungen der Dampfsäule angeregt werden können. Diese liegen mit ihrer ersten Oberschwingung im Bereich der Eigenfrequenz des Fönstutzens (ca. 1000 Hz) und konnten in Verbindung mit unsachgemäßer Werkstückbearbeitung (Drehriefen und Schleifspuren) zum Leck mit anschließendem duktilen Gewaltbruch führen.

Die RSK diskutierte die vom Hersteller vorgeschlagene Reparaturlösung bzw. Änderungen, wobei grundlegende Verbesserungen in Konstruktionseinzelheiten angeregt worden sind. Die Bewertung der endgültigen Reparaturlösung muß durch den Gutachter erfolgen. Die RSK geht davon aus, daß auch in anderen Kernkraftwerken Stutzen, bei denen auf Grund ihrer Lage und Belastungen ähnliche Schäden auftreten können, ertüchtigt werden.

3. Maßnahmen im Bereich der elektrischen Einrichtungen

Die Meßeinrichtung des Reaktorschutzsystems zur Erfassung des Maschinenhausdruckes bewirkt, daß bei Anstehen des Signals „Maschinenhausdruck hoch“ über einen Zeitraum von 5 Minuten eine automatische Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird. Während des Störfalles am 18. Juni 1978 wurden alle drei Signalkanäle dieser Meßeinrichtung so verstellt, daß eine automatische Reaktorschnellabschaltung durch diese Anregung nicht mehr ausgelöst werden konnte.

Dieser unzulässige Eingriff in das Reaktorschutzsystem erfolgte bei einer Meßeinrichtung, die erstmals im Kernkraftwerk Brunsbüttel entwickelt und erprobt wurde, um kleine und mittlere Leckagen außerhalb des Sicherheitsbehälters zu erfassen. Diese Meßeinrichtung erfährt den Differenzdruck zwischen dem Maschinenhaus und der Außenatmosphäre. Auf Grund der Auslegungsdaten des Maschinenhauses wurde eine sehr empfindliche Meßeinrichtung installiert, die zuerst nur zur Auslösung von Warmmeldungen benutzt wurde. Erst nach einer langen Erprobungszeit und nach Abschluß verschiedener Ertüchtigungsmaßnahmen wurde der Meßwert für den Maschinenhausdruck als vollwertige Anregröße für eine Reaktorschnellabschaltung in das Reaktorschutzsystem integriert. Dies erfolgte nach der Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes.

Die RSK ist der Auffassung, daß vor der Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerkes die Meßeinrichtung zur Erfassung des Maschinenhausdruckes so ertüchtigt werden muß, daß sie die Anforderungen der RSK-Leitlinien und der KTA-Regel 3501 erfüllt. Dabei ist darauf zu achten, daß Fehlanregungen durch sicherheitstechnisch nicht relevante Druckschwankungen innerhalb und außerhalb des Maschinenhauses vermieden werden und eine unverzögerte automatische Reaktorschnellabschaltung nach dem Anstehen des Signals „Maschinenhausdruck hoch“ gewährleistet ist. Die RSK geht davon aus, daß der Gutachter bei der Beurteilung der Ertüchtigungsmaßnahmen für die Erfassung kleiner und mittlerer Leckagen auch das Gesamtkonzept zur Erkennung aller Leckagen außerhalb des Sicherheitsbehälters bewertet und dabei die möglichen Aktivitätsfreisetzungen innerhalb und außerhalb des Maschinenhauses berücksichtigt.

BAZ Nr. 18 vom 26.01.1979

139. Sitzung am 15.11.1978

1. Auslegung von Kernkraftwerken gegen Windlasten

Für die Beurteilung der Frage, in welcher Weise Kernkraftwerke gegen Windlasten auszulegen sind, muß unterschieden werden zwischen:

- a) Gebäuden und Bauteilen, die gegen Einwirkungen von außen ausgelegt sind, und
- b) sonstigen Gebäuden und Bauteilen.

Die zur ersten Gruppe gehörenden Gebäude und Bauteile werden u. a. für den Lastfall „Druckwellen aus chemischen Explosionen“ bemessen. Dieser Lastfall erzeugt vergleichbare, aber um Größenordnungen höhere Lasten als der natürliche Wind. Daher ist die Windlastfestlegung hinsichtlich des Bemessungsergebnisses von untergeordneter Bedeutung. Für diese Gebäude und Bauteile sollten daher keine besonderen Windlasten festgelegt werden. Es genügen die Angaben des z. Z. in Bearbeitung befindlichen Neuentwurfs der DIN 1055, Blatt 4, bzw. der derzeit gültigen Fassung.

Für die sonstigen Gebäude und Bauteile gelten derzeit uneingeschränkt die einschlägigen technischen Baubestimmungen. Ein Abweichen von dieser Regelung wäre inkonsequent und durch die Bedeutung des Windlastfalles für die Auslegung nicht gerechtfertigt.

Der z. Z. in Bearbeitung befindliche Neuentwurf der DIN 1055, Blatt 4, entspricht dem neuesten Erfahrungsstand. Dies gilt ebenso für die z. Z. in Bearbeitung befindlichen Neuentwürfe für Regelungen für Sonderbauwerke (z. B. Kamine, turmartige Bauwerke), in denen spezielle Angaben zu Windlasten enthalten sein werden. Die in der Bundesrepublik Deutschland gegebenen meteorologischen Verhältnisse werden darin ausreichend genau durch eine Zonenkarte extremer Gradientenwindgeschwindigkeiten mit vorgegebener Wiederkehrperiode berücksichtigt. Bei Beachtung der Geländerauhigkeit am Standort, der Form des Gebäudes und seiner dynamischen Empfindlichkeit führen die so definierten Windgeschwindigkeiten zu brauchbaren Windlastannahmen.

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) empfiehlt dem Bundesminister des Innern, für die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Windlasten die Windlastannahmen nach DIN 1055, Blatt 4, bzw. nach den Regelungen für Sonderbauwerke vorzuschreiben.

2. Kernkraftwerk Würgassen

Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Kernnotkühlsysteme bei Erhöhung der Kraftwerksleistung von 80% auf 100%. Für die Kernnotkühlsysteme im Kernkraftwerk Würgassen sind vom Betreiber für eine Erhöhung der Kraftwerksleistung von 80% auf 100% Ertüchtigungsmaßnahmen durchgeführt worden.

Diese Änderungen für das Kernnotkühlsystem betreffen nicht die Maschinenteknik, sondern die Funktionsgruppensteuerung und bezwecken eine bessere Ausnutzung der durch den Aufbau der Niederdrucksysteme gegebenen Kapazitäten zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen. Als Auslegungstörfall für die Bemessung der Kernnotkühleinrichtungen wird neben dem Dampfleitungsbruch der Bruch einer Treibwasserschleife angenommen. Der doppelende Bruch einer Treibwasserschleife auf der Pumpenseite wird als schwerwiegender Fall für die Untersuchung der Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen herangezogen. Aufgrund der konstruktiven Konzeption des Reaktors (z. B. Strömungsbegrenzung in den Dampfleitungen) ist der Dampfleitungsbruch im Hinblick auf die Kernnotkühlung wesentlich unproblematischer.

Die RSK hat die Ergebnisse der Kernnotkühluntersuchungen eingehend beraten und ist der Ansicht, daß auch bei einer Kraftwerksleistung von 100% 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.

3. Kernkraftwerk Würgassen

Auf etwa drei Jahre befristeter Betrieb der Anlage ohne Dampftrockner

Mit Schreiben vom 8. Mai 1978 beantragte die Preußische Elektrizitäts-Aktiengesellschaft beim Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen die Genehmigung eines längerfristigen Betriebs des Kernkraftwerks Würgassen ohne Dampftrockner.

Die RSK nimmt aus sicherheitstechnischer Sicht zu einem längerfristigen Betrieb des Kernkraftwerks ohne Dampftrockner wie folgt Stellung:

Dampfdruckmessungen im Jahr 1975 haben ergeben, daß bei Einhaltung bestimmter Betriebswerte die Anlage ohne Dampftrockner betrieben werden kann, ohne daß ein Schaden zu befürchten ist.

Mitte 1978 genehmigte die Behörde die Durchführung eines detaillierten Meßprogramms zur Bestimmung des Bereichs des Betriebskennlinienfeldes, in dem der Reaktor ohne Dampftrockner gefahrlos betrieben werden kann.

Ergebnisse und Begutachtung des Meßprogramms liegen der RSK vor.

Daraus ergibt sich, daß

- die Dampfdruckwerte im beantragten Betriebskennlinienfeld für einen sicheren Betrieb der Turbine ohne konstruktive Maßnahmen zur weiteren Herabsetzung der Feuchte ausreichend niedrig sind;
- die Strahlenexposition der Umgebung während des bestimmungsgemäßen Betriebs sowie nach Störfällen gegenüber dem Betrieb mit Dampftrockner nicht wesentlich geändert wird;
- durch den Betrieb ohne Dampftrockner fehlerhafte Messungen des Reaktorfüllstandes nicht zu befürchten sind;
- sich ein zulässiger Betriebsbereich, in dem die für den Betrieb ohne Dampftrockner spezifizierten Höchstfeuchte nicht überschritten wird, festlegen läßt, der durch technische und administrative Maßnahmen hinreichend abgesichert werden kann;
- sich durch den Wegfall des Dampftrockners das Verhalten der Anlage bei Störfällen mit und ohne Kühlmittelverlust nicht ändert, bzw. auch früher schon bei Störfallbetrachtungen der Separationseffekt des Dampftrockners konservativerweise unberücksichtigt blieb;
- der Durchdringungsabschluß unverändert sichergestellt ist.

Außerdem wurde festgestellt, daß sich aufgrund der ohne Dampftrockner geänderten Strömungsverhältnisse im oberen Teil des Reaktorbehälters das Schwingungsverhalten des Wasserabscheiders gegenüber dem bisher beobachteten nur unwesentlich ändert.

Aufgrund der Ergebnisse der Untersuchungen und der gutachterlichen Stellungnahme hat die RSK keine Bedenken hinsichtlich der Sicherheit eines auf etwa drei Jahre befristeten Betriebs des Kernkraftwerks Würgassen ohne Dampftrockner. Sie stellt in diesem Zusammenhang fest, daß der Dampftrockner aus betrieblichen Gründen bei einem Siedwasserreaktor zwar als Stand der Technik anzusehen ist, jedoch nicht zu den nach Stand von Wissenschaft und Technik zu treffenden Vorsorgemaßnahmen gegen Schäden gehört, sofern die Anlage nicht länger als drei Jahre ohne Dampftrockner betrieben wird.

Die RSK empfiehlt, bei der Fortführung des Feuchtemeßprogramms im Leistungsbereich zwischen 80% und 100% der Nennleistung die Auswirkungen transients Vorgänge zu berücksichtigen.

Bei Stillständen in den Betriebsjahren ohne Dampftrockner sind erosionsgefährdete Stellen in Rohrleitungen und der Turbinenanlage auf etwaige Beschädigungen zu untersuchen.

Die RSK bittet nach dem ersten Betriebsjahr um die Vorlage eines Berichtes über die Erfahrungen beim Betrieb ohne Dampftrockner.

1. RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, 24.01.1979

Die RSK verabschiedete die 2. Ausgabe ihrer Leitlinien für Druckwasserreaktoren. Sie wurde im Bundesanzeiger Nr. 167a vom 06. September 1979 veröffentlicht.

Die Leitlinien wurden ins Englische übersetzt und sind in englischer und deutscher Fassung über die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 5000 Köln 1, Glockengasse 2, zu beziehen.

2. Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 (KNK 2)
Herabsetzung des Reaktimetergrenzwertes
Änderungen an der Entgasungsleitung

Die Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft (KBG) mbH in Eggenstein-Leopoldshafen, die die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 (KNK 2) betreibt, hat

1. die Änderung des Reaktimetergrenzwertes von $-7,3$ auf -12 e und
2. den Einbau von Drosselarmaturen in die Entgasungsleitung

beantragt. Diesem Antrag liegt folgender Sachverhalt zugrunde:

Seit Sommer 1977 befindet sich KNK 2 in der Inbetriebnahme. Nach erfolgreichem Abschluß der ersten Inbetriebnahmestufe (bis 40% Nennleistung) wurde im August 1978 mit den Versuchen der zweiten Inbetriebnahmestufe (bis 100% Nennleistung, entsprechend 20 MWe) begonnen. Am 12. und 19. August 1978 erfolgten bei jeweils etwa 60% Nennleistung Schnellabschaltungen des Reaktors über den Grenzwert „negative Reaktivität hoch“. Zur Klärung der Ursachen hat der Betreiber daraufhin im Einvernehmen mit der Genehmigungsbehörde und dem Gutachter ein umfangreiches Versuchsprogramm durchgeführt, in dessen Rahmen am 4., 20. und 30. November 1978 weitere Schnellabschaltungen aus offensichtlich gleicher Ursache erfolgten.

Die den Schnellabschaltungen vorangegangenen Reaktivitäts- und Temperaturverläufe im Kern zeigten in allen Fällen die gleiche Tendenz und Korrelation zueinander und wiesen darauf hin, daß die Ursache der Reaktivitätserniedrigung Gasblasen waren. Die bisher durchgeführten Versuche haben deutliche Hinweise darauf ergeben, daß der Gaseintrag in das obere Natriumplenum des Reaktortanks durch den sogenannten Storchenschnabel — das ist das im Reaktortank befindliche Endstück der zwischen Blendenversteleinrichtung und Reaktortank angeordneten Entgasungsleitung — erfolgt. Das Gas wird vermutlich durch einen Spalt aus dem Argon-Schutzgasplenum angesaugt, der an der Stelle der Einmündung der Entgasungsleitung in den Reaktortank zwischen dem Reaktortank und dem Drehdeckel vorhanden ist. Das während des Reaktorbetriebs durch die Entgasungsleitung strömende Natrium saugt offensichtlich durch diesen Spalt das Gas an und führt es dem Natriumplenum zu, wo es von dem aus dem Reaktorkern kommenden Natriumhauptstrom erfaßt und mit diesem mitgeführt wird, noch ehe es in das Argon-Schutzgasplenum entweichen kann. Dieses Gas wird offensichtlich in der Blendenversteleinrichtung nicht abgeschieden und deshalb in das untere Plenum des Reaktortanks und von dort in den Reaktorkern eingetragen.

Die restlose Aufklärung dieser Mechanismen und die experimentelle Absicherung der Wirksamkeit von Abhilfemaßnahmen soll in einem weiteren Versuchsprogramm erfolgen. Dazu sowie ggf. zur endgültigen Abhilfe sind die beantragten Änderungsmaßnahmen vorgesehen. Mit dem Einbau der Drosselarmaturen in die Entgasungsleitung soll die Möglichkeit geschaffen werden, den Durchsatz im Bereich zwischen $1\text{ m}^3/\text{h}$ und $7,5\text{ m}^3/\text{h}$ unabhängig von der Reaktorleistung einstellen zu können, um auf diese Weise die oben beschriebene Gasansaugung am Storchenschnabel — falls sie sich als die einzige Quelle herausstellt — auf ein erträgliches Maß zu reduzieren bzw. ganz auszuschalten und das Gas in das Argon-Schutzplenum austreten zu lassen. Diese Maßnahme soll für die Dauer der weiteren Inbetriebnahme bis 100% Nennleistung durch die Verminderung der Empfindlichkeit des Reaktimeters, d. h. durch Herabsetzung des Reaktimetergrenzwertes, unterstützt werden; insbesondere beabsichtigt der Antragsteller, hiermit die Wahrscheinlichkeit für Schnellabschaltungen zu vermindern.

Die vom Antragsteller beantragten Änderungen sowie das von ihm geplante weitere Vorgehen werden von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) wie folgt beurteilt:

Die beantragten Änderungen sollten grundsätzlich nur zu dem Zweck ausgeführt werden, die beobachteten Phäno-

mene aufzuklären und die Randbedingungen zu ermitteln, unter denen ein Gaseintrag in das System vermieden wird. Unter diesem Gesichtspunkt sowie unter den nachfolgend genannten Einschränkungen hält es die RSK für zulässig, einen zeitlich befristeten Betrieb mit den Drosselarmaturen durchzuführen. Im einzelnen sollte folgendes beachtet werden:

1. Änderung des Reaktimetergrenzwertes von $-7,3$ auf -12 e

Das Reaktimeter ist eines von drei unterschiedlich wirkenden Überwachungssystemen zur sicheren Erkennung und Beherrschung von lokalen Kühlluß- und Brennelementstörungen. Es ist Bestandteil des Sicherheitssystems.

Die RSK ist der Auffassung, daß seine Grenzwerteinstellung bei $-7,3\text{ e}$ grundsätzlich belassen und nur bei einigen wenigen Versuchen, die unter Punkt 2 beschrieben werden, verändert werden sollte.

2. Einbau von Drosselarmaturen in die Entgasungsleitung
Die RSK geht davon aus, daß die vorgesehenen Drosselarmaturen in einer ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung gemäßen Qualität ausgelegt, an die gesicherte Notstromversorgung angeschlossen und in einer Einstellung verwendet werden, die in ihrem Anforderungsfall nach einer Schnellabschaltung bzw. nach einem Leckagestörfall eine sichere Entgasung und den Naturumlauflauf im System gewährleisten würde. Zum Nachweis der Gewährleistung der Naturkonvektion ist unter geeigneten Bedingungen ein entsprechender Versuch durchzuführen. Die RSK ist der Ansicht, daß zu Beginn der Versuchsreihe die niedrigsten Natriumdurchsätze in der Entgasungsleitung bei einer Grenzwerteinstellung des Reaktimeters von $-7,3\text{ e}$ gefahren werden sollten. Eine solche Einstellung sollte hinreichend lange — etwa zwei Wochen — bei hoher Leistung des Reaktors beibehalten werden. Dabei ist eine mehrmalige schnelle Änderung des Primärkühlmitteldurchsatzes vorzunehmen, um auf diese Weise eventuell vorhandene dynamische Gasspeicher festzustellen. Falls bereits bei diesen Versuchsbedingungen deutlich wird, daß immer noch Gaseintrag erfolgt, ist das Versuchsprogramm zu revidieren.

Erst wenn die ständig vorzunehmenden Reaktivitätsmessungen vermuten lassen, daß eine weitere Erhöhung des Natriumdurchsatzes durch die Entgasungsleitung bei ansonsten beibehaltener Fahrweise des Reaktors, einschließlich der mehrmaligen schnellen Änderungen des Primärkühlmitteldurchsatzes, Reaktivitätswerte erwarten läßt, bei denen mit einer Schnellabschaltung bei der nachfolgenden Versuchsdurchführung gerechnet werden muß, darf die Grenzwerteinstellung des Reaktimeters — um das für notwendig gehaltene Maß — geändert werden, um bei diesem Versuch eine Schnellabschaltung zu vermeiden. Eine solche Verstellung des Reaktimetergrenzwertes sollte lediglich dazu dienen, die obere Grenze des Natriumdurchsatzes durch die Entgasungsleitung zu ermitteln, von der an ein signifikanter Gaseintrag in den Kreislauf erfolgt.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß das Ziel aller Änderungsmaßnahmen — insbesondere des Einbaus der Drosselarmaturen — nur die Ermittlung derjenigen Randbedingungen sein darf, unter denen ein Gaseintrag in das System vermieden wird.

Die RSK geht davon aus, daß die detaillierte Gestaltung des Versuchsprogramms mit dem Gutachter abgestimmt wird. Antragsteller bzw. Hersteller sollten Vorschläge unterbreiten, in welcher Weise ein Gastransport vor seinem Eintritt in den Reaktorkern rechtzeitig meßtechnisch erfaßt werden kann. Weiterhin erwartet die RSK, daß ihr ausführliche quantitative Untersuchungen über die Wirkungsweise des Entgasungssystems und über seine Wirksamkeit unter den verschiedenen relevanten Störfall- und Normalbetriebsbedingungen vorgelegt werden. Darüber hinaus erwartet die RSK die Vorlage einer Studie zur konstruktiven Verbesserung der Entgasungsanlage.

Die RSK empfiehlt dem Bundesminister des Innern, mit den vorstehenden betrieblichen Einschränkungen den Änderungen zuzustimmen, damit die vorhandenen Probleme aufgeklärt werden können. Nach Vorlage des abschließenden Versuchsberichtes sowie der sonstigen, oben genannten Unterlagen wird die RSK erneut über KNK 2 beraten.

Im Zusammenhang mit den vorstehend beschriebenen Problemen an der Anlage KNK 2 hat der Bundesminister des Innern an die RSK die Frage gerichtet, ob und ggf. inwieweit diese für das Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300) von Bedeutung seien. Die RSK stellt hierzu fest:

Die beim Versuchsbetrieb der KNK 2 aufgetretenen Schwierigkeiten liegen offensichtlich in einem für diesen Reaktor spezifischen Konstruktionsdetail (sogenannter Storchenschnabel) begründet, welches beim SNR-300 nicht verwendet wird. Beim SNR-300 ist zur Vermeidung eines Blasenetrags in den Reaktorkern überdies ein Gasblasenabscheider vorgesehen, den die RSK bereits in ihren Beratungen zum Konzept positiv beurteilt hat. Auch insofern sind also die an der Anlage KNK 2 aufgetretenen Probleme auf den SNR-300 nicht übertragbar.

Umweltbrief Nr. 18 vom 01.06.1979;

145. Sitzung am 25.04.1979

1. Störfall im Kernkraftwerk "Three Mile Island" (TMI)

Die RSK hat in ihrer 144. Sitzung am 04. April 1979 nach einer ersten Beratung über den Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI) bei Harrisburg, Pa. und seine eventuellen Konsequenzen für deutsche Kernkraftwerke eine umgehende Überprüfung vorgeschlagen, ob bezüglich der Kernkraftwerke Stade (DWR), Obrigheim (DWR), MZFR und Kahl (SWR) zusätzliche Vorsorge gegen Störfälle durch Ausfall der Wärmesenke erforderlich ist. Die Berichte über diese Überprüfungen wurden der RSK zu ihrer 145. Sitzung am 25.04.1979 vorgelegt. Die RSK hat die Ergebnisse beraten, mit den Gutachtern diskutiert und den Hersteller sowie die Betreiber angehört.

Die RSK ist der Meinung, daß bei den Anlagen Stade (DWR), Obrigheim (DWR) und MZFR die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen eine ausreichende Vorsorge gegen Störfälle durch Ausfall der Wärmesenke darstellen. Längerfristig wird die RSK die Möglichkeit weiterer Verbesserungen der Sicherheitseinrichtungen dieser Anlagen prüfen.

Beim Kernkraftwerk Kahl (VAK) handelt es sich um eine Anlage sehr kleiner Leistung (15 MWe, Biblis B: 1200 MWe), deren Gefährdungspotential entsprechend klein ist und bei der ad-hoc Notfallmaßnahmen leichter durchführbar sind. Andererseits entspricht beim VAK das Sicherheitssystem zur Nachwärmeabfuhr nicht dem heutigen Stand der Technik. Die RSK hält es für erforderlich, daß kurzfristig Untersuchungen und Nachweise zu folgenden Punkten durchgeführt werden:

- a) Nachweis der Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme durch Nachweis der Redundanz und Unabhängigkeit (Entmaschung) des maschinentechnischen (insbesondere Speisewasserpumpen) und elektrischen (insbesondere Notstromversorgung) Teils der Wärmeabfuhrsysteme
- b) Nachweis zusätzlicher Einspeisemöglichkeiten durch ad-hoc Maßnahmen.

Längerfristig empfiehlt die RSK eine Untersuchung der Auswirkungen eines unterstellten Ausfalls der aktiven Nachwärmeabfuhrreinrichtungen des VAK.

BAZ Nr. 167a vom 06.09.1979

145. Sitzung am 25.04.1979

2. RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe
24. Januar 1979, Anhänge zu Kapitel 4.2

1. Auflistung der Systeme und Komponenten
2. Rahmenspezifikation Basissicherheit

Die RSK verabschiedete die Anhänge zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe ihrer Richtlinien für Druckwasserreaktoren.

Die Anhänge wurden ins Englische übersetzt und sind in englischer und deutscher Fassung über die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH 5000 Köln 1, Glockengasse 2, zu beziehen.

BAZ Nr. 16 vom 24.01.1980

147. Sitzung am 20.06.1979

1.

Kernkraftwerk Unterweser
Ansteuerung der Druckhalter-Sicherheitsventile von Hand
Empfehlungen zur Auflage Nr. 3 aus dem Beschluß des
Oberverwaltungsgerichts Lüneburg vom 2. Februar 1979

Das Oberverwaltungsgericht (OVG) Lüneburg hat am 2. Februar 1979 in einem Verwaltungsstreitverfahren zur 5. Teilerrichtungsgenehmigung für das Kernkraftwerk Unterweser beschlossen, daß von den genehmigten Anlagenteilen nur unter den im Beschluß genannten Bedingungen Gebrauch gemacht werden kann. Eine von vier Bedingungen lautet:

„Innerhalb von 6 Monaten nach Bekanntgabe dieses Beschlusses ist verbindlich zu regeln, daß die Druckhalter-Sicherheitsventile notfalls durch Handeingriff von der Warte aus geöffnet werden können oder daß eine gleich geeignete Sicherheitsmaßnahme für den Fall des Ventilversagens und gleichzeitigen Ausfalls der Reaktorschnellabschaltung getroffen wird; dies gilt nicht, wenn die Reaktor-Sicherheitskommission eine gegenteilige Empfehlung bekanntgibt.“

Hierzu nimmt die RSK wie folgt Stellung:

Die RSK hat sich im Verlaufe ihrer Beratungen zu Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor mehrfach mit der druckmäßigen Absicherung des Primärkreises befaßt.

Druckwasserreaktoren sind durch eine Reihe technischer Maßnahmen gegen ein Überschreiten zulässiger Drücke im Betriebs- und Störfall gesichert. Darüber hinaus werden besondere Forderungen an die Basissicherheit druckführender Komponenten gestellt, die durch entsprechende Auslegung, Konstruktion, Wahl der Werkstoffe, Fertigung, Abnahmeprüfung und wiederkehrende Prüfungen gewährleistet wird. Während des normalen oder gestörten Betriebes werden Druckbelastungen erwartet, die unter dem Ansprechdruck von Sicherheitsventilen liegen.

Bei Ausfall der Hauptwärmesenke, z. B. bei Turbinenschnellabschaltung und unter der Annahme des Nichtöffnens der Turbinenumleitstation, treten sekundärseitige Sicherheitsventile in Aktion; die Wärmeabfuhr erfolgt dann durch Dampfabgabe über Dach.

Bei totalem Netzausfall, d. h. Wegfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung treten Primärsystemdrücke auf, die zum Ansprechen der Druckhalter-Abblaseventile führen; der Maximaldruck bleibt unterhalb des Ansprechdruckes der Druckhalter-Sicherheitsventile.

Ein darüber hinausgehender Druckanstieg, der das Öffnen eines oder beider Druckhalter-Sicherheitsventile erfolgen läßt, ist lediglich bei Betriebs transienten mit angenommenem gleichzeitigen Ausfall der Schnellabschaltung (ATWS-Störfällen) denkbar. Die Eintrittswahrscheinlichkeit von ATWS-Störfällen liegt äußerst niedrig. Das Schnellabschaltssystem zählt, nicht zuletzt wegen seines redundanten Aufbaus und seiner „fail-safe“-Konstruktion zu den zuverlässigsten Einrichtungen von Kernkraftwerken. Dies wird auch durch die Betriebserfahrungen voll bestätigt.

Selbst bei postuliertem Ausfall mehrerer Regeistäbe (auch an ungünstiger Position) würde eine Abschaltung so rechtzeitig erfolgen, daß der maximal erreichte Druck im Primärsystem im allgemeinen unter dem Ansprechdruck der Druckhalter-Sicherheitsventile bliebe.

Wegen der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit wurden ATWS-Störfälle seitens der RSK (dokumentiert in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1974 und verdeutlicht in der neuesten Ausgabe, Januar 1979) nicht in die Liste der Auslegungstörfälle aufgenommen. Die Richtigkeit dieses Vorgehens wird durch die Praxis untermauert, da in Druckwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland bislang kein Fall bekannt ist, bei dem Bedingungen erreicht wurden, die ein Ansprechen von Druckhalter-Sicherheitsventilen erforderlich machten, während im Vergleich hierzu Sicherheitsventile bei konventionellen Anlagen 1 bis 10 mal pro Jahr angefordert werden. Trotzdem hat die RSK in ihren Leitlinien zur Verminderung des verbleibenden Risikos beim unterstellten Versagen des Schnellabschaltsystems bei Betriebs transienten (ATWS) eine Reihe von Untersuchungen bzw. die Einhaltung gewisser Bedingungen gefordert. Hierbei wird die bestimmungsgemäße Funktion aller Systeme — außer den als gestört angenommenen — vorausgesetzt, solange ihre Funktionsfähigkeit nicht durch die Auswirkungen des Ereignisses beeinträchtigt wird. Ein Einzelfehler gemäß Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke und der Reparaturfall brauchen hierbei nicht unterstellt zu werden.

Zur Frage des OVG Lüneburg hinsichtlich des Öffnens der Druckhalter-Sicherheitsventile durch Handeingriff von der Warte aus oder gleich geeigneter Sicherheitsmaßnahmen für den Fall des Ventilversagens und gleichzeitigen Ausfalls der Reaktorschnellabschaltung ist festzustellen, daß die vollständige Nichtverfügbarkeit der Druckentlastung des Primärkreislaufes mit kleiner als 10^{-6} pro Anforderungsfall angegeben wird.

Die Anregung der Öffnung von Sicherheitsventilen — und nur diese könnte zusätzlich durch Handeingriff von der Warte aus erfolgen — muß als besonders zuverlässig gelten, da sie eigenmediumgesteuert erfolgt. Unter diesen Bedingungen sieht die RSK in einer zusätzlichen Handeingriffsmöglichkeit für die vorliegende Fragestellung keinen Sicherheitsgewinn. Derartig kurzzeitig erforderliche, sicherheitstechnisch bedeutsame Handeingriffe dürfen nicht gefordert werden und würden zudem der bewährten Sicherheitskonzeption widersprechen.

Unter Abwägen aller Gesichtspunkte und im Hinblick auf die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes würde die RSK vielmehr in der Einrichtung einer Handeingriffsmöglichkeit zur Beherrschung einer äußerst unwahrscheinlichen Kombination von Ereignissen erhebliche sicherheitstechnische Nachteile sehen, da hierdurch zusätzlich Störfälle durch Fehlbedienung in Betracht zu ziehen sind. Es ist zu bedenken, daß auch eine Verriegelung gegen Fehlauflösung nicht mit absoluter Sicherheit realisierbar ist, die Handauslösung in sehr kurzer Zeit nach automatischer Freigabe erfolgen muß und das Erkennen des tatsächlichen Anlagenzustandes durch den Operateur vorausgesetzt wird (Analyse mehrerer Anzeigen, Ausschalten der Möglichkeit von Fehlanzeigen und Abschätzung der weiteren Störfallentwicklung). Die Erfahrungen aus dem

TMI-2-Störfall bestätigen die Bedenken gegen Handeingriffsmöglichkeiten und die Bedeutung zuverlässiger selbsttätiger Einrichtungen.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß die diskutierte Handansteuerung der Druckhalter-Sicherheitsventile keinen Sicherheitsgewinn darstellt, sondern sicherheitstechnische Nachteile mit sich bringt. Maßnahmen über die vorgesehene Druckentlastung des Primärsystems hinaus hält die RSK nicht für erforderlich.

2.

Studien, Untersuchungen sowie Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf dem Gebiet der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren Reaktorsicherheitsforschung in der Bundesrepublik Deutschland

1. Aufgabenstellung

1.1 Verantwortlichkeiten für die Reaktorsicherheitsforschung

Soweit die Zuständigkeit des Bundes betroffen ist, befassen sich zwei Stellen mit Fragen der Reaktorsicherheit:

- der Bundesminister des Innern
- der Bundesminister für Forschung und Technologie.

Der Bundesminister des Innern (BMI) vollzieht das Atomgesetz und nimmt die Bundesaufsicht über die im Bereich der Länderbehörden durchgeführten Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren wahr. In diesem Zusammenhang läßt er Untersuchungen zu Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen, insbesondere der Reaktorsicherheit durchführen, bei denen genehmigungstechnische Fragen im Vordergrund stehen.

Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) ist für die Reaktorsicherheitsforschung und -technik verantwortlich und läßt ein Reaktorsicherheitsforschungsprogramm durchführen, das der Weiterentwicklung der Reaktorsicherheitstechnik dient und im größeren Detail die existierenden Sicherheitsreserven kerntechnischer Einrichtungen erforschen soll. Ein besonderer Schwerpunkt liegt dabei bei der Quantifizierung der Risiken und erfordert die detaillierte Analyse komplexer Störfallabläufe. Das Reaktorsicherheitsforschungsprogramm des BMFT hatte im Jahre 1977 ein Volumen von 121 Mio. DM. Tabelle 1 gibt einen Überblick über die Sachbereiche des Programms, die zugeordneten Projekte und die Mittelaufwendungen.

In der Planung, Durchführung und Auswertung des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms läßt sich der BMFT von Sachverständigenkreisen beraten. In fast allen dieser Sachverständigenkreise wirken Mitglieder der Reaktorsicherheitskommission mit.

Zielsetzung, Arbeitsplan, Bearbeitungsstand und geplante Weiterarbeit werden regelmäßig sowohl für die vom BMI als auch für die vom BMFT finanzierten Aufträge in den hierzu von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit erstellten Fortschrittsberichten dokumentiert.

1.2 Aufgabe der Reaktor-Sicherheitskommission

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) berät den BMI in Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Das Arbeitsgebiet der RSK ist dabei so gegen das Arbeitsgebiet der ebenfalls den BMI beratenden Strahlenschutzkommission (SSK) abgegrenzt, daß in der RSK vor allem anlagentechnische Fragen und Störfallanalysen beraten werden.

In diesem Rahmen beauftragte der BMI die RSK Anfang 1978 mit der Erarbeitung einer Empfehlung zur reaktorsicherheitstechnischen Forschung, wobei er aufgrund seiner Mitverantwortung für sicherheitstechnische Entscheidungen bei der Genehmigung und dem Betrieb von Kernkraftwerken die folgenden Fragen in den Vordergrund stellte:

- Welche Kenntnisse sind erforderlich, um Kernkraftwerke so genehmigen zu können, daß sie noch sicherer ausgelegt und betrieben werden?

— Welche der im vorstehenden Punkt genannten Kenntnisse liegen aufgrund bisheriger Forschungs- und Entwicklungsarbeiten dergestalt vor, daß weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf den betroffenen Gebieten nicht erforderlich sind?

— Welche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind noch durchzuführen, damit alle im Sinne der Eingangsfrage erforderlichen Kenntnisse verfügbar werden?

Eine Beantwortung dieser Fragen für die Leichtwasserreaktoren steht zwar im Vordergrund, die Antwort sollte aber nicht allein auf diese beschränkt bleiben. Eine entsprechende Empfehlung zu F&E-Arbeiten und Untersuchungen im Zusammenhang mit dem geplanten Entsorgungszentrum haben RSK und SSK bereits am 15. Februar 1978 vorgelegt.

2. Vorgehensweise

2.1 Ablauf des Beratungsprozesses

Die RSK hat mit der Erarbeitung ihrer Empfehlung ihren Unterausschuß (UA) SICHERHEITSFORSCHUNG beauftragt. Zur Gewährleistung eines breiten fachspezifischen Fundaments gehören dem UA SICHERHEITSFORSCHUNG die Vorsitzenden aller in diesem Zusammenhang wichtigen Fach-Unterausschüsse der RSK an. Auf der Grundlage einer Übersichtsmatrix, die einerseits nach Genehmigungsgesichtspunkten, andererseits nach Fachgebieten strukturiert war, wurden alle Bereiche in mehreren Lesungen besprochen. Dabei wurden die laufenden Forschungsvorhaben analysiert und gegebenenfalls erforderliche weitere Arbeiten definiert. Die zu dem Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2 bei Harrisburg derzeit vorliegenden Kenntnisse wurden in der Endphase der Erarbeitung dieser Empfehlung ebenfalls analysiert und führten zur Erweiterung von Vorschlägen und auch zur Neufassung weiterer Arbeitsvorschläge.

2.2 Struktur der vorliegenden Stellungnahme

Für ihre Empfehlung definierte die RSK 8 übergeordnete Themen, in die die Arbeiten aus den etwas unterschiedlich gegliederten Sachgebieten des BMI und Forschungsprojekten des BMFT (Tabelle 1) eingegliedert werden können. Die übergeordneten Themen sind:

- A) Beanspruchung, Auslegung und Überwachung elektrischer und maschinentechnischer Komponenten.
- B) System- und Schadensanalysen, Risikoanalysen.
- C) Weiterführende technische Konzepte.
- D) Analysen, Studien und F&E-Arbeiten zum Problem der Einwirkungen von außen (insbesondere bautechnische Untersuchungen).
- E) Analysen, Studien und F&E-Arbeiten im Zusammenhang mit Transienten.
- F) Analysen, Studien und F&E-Arbeiten im Zusammenhang mit dem Kühlmittelverluststörfall.
- G) Analysen, Studien und F&E-Arbeiten im Zusammenhang mit dem Kernschmelzunfall.
- H) Einfluß menschlichen Verhaltens.

Für jedes Forschungs-Einzelthema, das nach Auffassung der RSK eine über den bisherigen Rahmen der BMI-Untersuchungen oder des BMFT-Forschungsprogramms hinausgehende Bearbeitung erfordert, wurde ein Formblatt ausgefüllt. Im Anhang dieser Empfehlung ist für jedes übergeordnete Thema ein Übersichtsblatt, auf dem die zugehörigen Einzelthemen aufgelistet sind, angelegt worden (z. B. Blatt AO/1). Danach folgen die Formblätter zu diesen Einzelthemen.

Hier werden die Zielsetzung des Einzelthemas umrissen, der gegenwärtige Stand der Behandlung im Rahmen der laufenden Arbeiten beschrieben, die erforderlichen Analysen, Studien und F&E-Arbeiten spezifiziert und diesen eine Kategorie zugewiesen.

Damit wird angegeben, ob die beschriebenen Analysen, Studien und F&E-Arbeiten

- a) für das Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren
- b) für die verbesserte Bestimmung der Sicherheitsreserven
- c) für die übergreifende Risikoabschätzung erforderlich sind, oder als
- d) Grundlage für die Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlagen

angesehen werden. Weiterhin erfolgt eine Zuweisung zu einer der beiden Prioritätsklassen

Priorität A: kurzfristig erforderlich

Priorität B: längerfristig erforderlich.

Der Schwerpunkt der vorgeschlagenen Arbeiten liegt bei den Kategorien b) bis d).

Während die Definition dieser konkreten Einzelaufgaben den Schwerpunkt der Beratungsergebnisse darstellt, erscheint es der RSK jedoch wesentlich, die Bedeutung, die diesen Aufgaben im Rahmen der gesamten Reaktorsicherheitsforschung zukommt, darzulegen. Dazu werden in dem folgenden Kapitel die einzelnen Schwerpunktsvorhaben kurz beschrieben und in ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung bewertet. Die im Anhang aufgeführten Einzelempfehlungen der RSK werden hier in etwas allgemeinerer Form eingeordnet.

2.3 Einschränkungen dieser Empfehlung

Die vorliegende Empfehlung beschränkt sich auf die Leichtwasserreaktoren. Die RSK hat ihre hierfür geltenden Forderungen seit mehreren Jahren in ihren laufend fortgeschriebenen Leitlinien festgelegt. Auf dieser Basis und aus der Erfahrung mit den Genehmigungsverfahren hat sie ihre Empfehlungen für weitere Arbeiten formuliert. Sie beabsichtigt, demnächst auch zu den Fragen der Sicherheitsforschung der fortgeschrittenen Reaktortypen, insbesondere Natrium-gekühlter schneller Brutreaktor und Hochtemperatur-Reaktor, Stellung zu nehmen. Fragen zum Brennstoffzyklus und der Wiederaufarbeitung werden in der bereits erwähnten Empfehlung vom 15. Februar 1979 zum Entsorgungszentrum behandelt.

3. Beanspruchung, Auslegung und Überwachung elektrischer und maschinentechnischer Komponenten

3.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

Dieses Gebiet beinhaltet die Gewährleistung der Basis-sicherheit des Kernkraftwerkes, durch deren Verbesserung die Auftretenswahrscheinlichkeit von Betriebsstörungen, Störfällen und deren Ausweitung zu Unfällen weiter reduziert werden soll. Die wichtigsten Punkte sind hierbei:

- die Gewährleistung der Integrität der Druckführenden Umschließung des Kühlmittels
- die Gewährleistung der Abschaltbarkeit des Reaktors
- die Gewährleistung der zuverlässigen Nachwärmeabfuhr.

Sie bilden die erste Barriere im Rahmen des auch durch die BMI-Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke in Abschnitt 1.1 angesprochenen sogenannten Drei-Ebenen-Konzeptes.

Darüber hinaus gehören dazu

- die Gewährleistung der Funktionssicherheit einzelner Komponenten und Systeme unter Berücksichtigung der Konstruktion, Energieversorgung, der zugehörigen Meßwerterfassung und -verarbeitung sowie Steuerung bzw. Regelung
- das Verhalten der Sicherheitseinrichtungen unter erhöhter Radioaktivitätseinwirkung.

3.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Die gegenwärtig laufenden Arbeiten umfassen die BMI-Sachgebiete BV (Behälterversagen), KS (Komponentensicherheit), QS (Qualitätssicherung) sowie die BMFT Forschungsprojekte KS (Komponentensicherheit), BV (Behälterversagen), QS (Qualitätssicherung). Das größte und wichtigste Vorhaben ist das Komponentensicherheitspro-

gramm, das vom EMFT durchgeführt wird. Als weitere größere Vorhaben sind das HDR-Programm und das Forschungsprogramm Großbehälter zu nennen. Alle für die Gewährleistung der Sicherheit der Druckführenden Umschließung des Kühlmittels gegen Versagen wichtigen Parameter sind aufgrund der bisher durchgeführten Arbeiten bekannt; Störfälle sind deshalb beherrschbar. Die gegenwärtigen Arbeiten konzentrieren sich auf das Langzeitverhalten der Komponenten unter dem Einfluß der Neutronenbestrahlung, der Korrosion und der wechselnden mechanischen Beanspruchung.

Diese Arbeiten werden durch Untersuchungen zum Thema Qualitätssicherung ergänzt. Hier werden die notwendigen organisatorischen Maßnahmen erarbeitet und die bei der Herstellungs- und Wiederholungsprüfung anzuwendenden Verfahren entwickelt und verbessert.

3.3 Empfehlungen der RSK

Die RSK stellt im Sinne der unter Nummer 1.2 genannten Fragestellung des BMI hierzu das Folgende fest:

1. Die laufenden Forschungsprogramme sind in ihrer Schwerpunktsetzung und ihrem Umfang so geplant, daß sie die erforderlichen Kenntnisse liefern, um Kernkraftwerke so genehmigen zu können, daß sie noch sicherer ausgelegt und betrieben werden.
2. Aufgrund der bisher durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für die Komponenten der Druckführenden Umschließung des Kühlmittels liegen über deren Verhalten in den ersten Betriebsjahren ausreichende Kenntnisse vor, so daß keine zusätzlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich sind.
3. Für den Langzeitbetrieb dieser Komponenten existieren vollständige wissenschaftliche Erkenntnisse jedoch noch nicht.

Die dazugehörigen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind bereits angelaufen. Die hieraus zu erwartenden Kenntnisse sind vor allen Dingen in den Kategorien „c) Kenntnisse erforderlich für übergreifende Risikoabschätzung“ und „d) Grundlage für die Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage“ von Belang. Die RSK empfiehlt ergänzend hierzu einige Forschungsthemen (A2, A4, A10, A14), die sich mit der Umsetzung der in den Programmen gewonnenen Erkenntnisse in die Genehmigungspraxis befassen sollen. Außerdem werden Vorhaben zum betrieblichen Verhalten der Brennelemente und zu deren langfristiger Lagerung (A5, A6) vorgeschlagen. Das Störfallverhalten der Brennelemente wird weiter unten im Zusammenhang mit Transienten und dem Kühlmittelverluststörfall behandelt. Mit den Themen A7, A8, A9, A24, A26 und A27 empfiehlt die RSK einige im Bereich der Elektrotechnik liegende Arbeiten, die ebenfalls in die Kategorie c) bzw. d) eingeordnet werden. Mit Thema A25 wird eine Untersuchung zum Verhalten von Sicherheitseinrichtungen unter längerem, höherem Radioaktivitätseinfluß vorgeschlagen.

4. System- und Schadensanalysen, Risikostudien

4.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

Die System- und Schadensanalysen haben für das Genehmigungsverfahren vor allem die Bedeutung, die gegenseitige Wechselwirkung zwischen den einzelnen Komponenten und Teilsystemen festzustellen, so die abhängigen Fehler (common mode) zu bestimmen und mögliche Schwachstellen frühzeitig zu erkennen. Ein wichtiges Beispiel ist die Untersuchung der Schadensfolgen, die bei einem Versagen von Komponenten der Druckführenden Umschließung auftreten können und gegen die das Kernkraftwerk durch technische Sicherheitseinrichtungen ausgelegt wird. Aber auch viele andere Einrichtungen (z. B. Brandschutz) fallen unter diese Kategorie. System- und Schadensanalysen sind auch ein wichtiger Bestandteil der sog. Risikostudien, die jedoch in ihrem Umfang hierüber hinausgehen und vor allem auch Auftretenswahrscheinlichkeiten und Auswirkungen sehr schwerer Unfälle untersuchen. Probabilistische Methoden können zur

^{*)} Diese und alle weiterfolgenden Kennzeichnungen bezeichnen Forschungsbeziehe, die im Anhang zu dieser Empfehlung aufgeführt sind.

relativen Beurteilung einzelner sicherheitstechnischer Maßnahmen herangezogen werden.

4.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Schwerpunkt der vom BMFT gesteuerten Arbeiten ist die deutsche Risikostudie, die in einer ersten Stufe die in der Rasmussen-Studie auf die Vereinigten Staaten von Amerika angewandte Methodik auf deutsche Verhältnisse übertragen soll. In einer zweiten Studie soll die Methodik dann verbessert werden. Weitere, in diesen Bereich fallende Arbeiten werden beim BMI innerhalb des Sachgebiets RZ (Risiko und Zuverlässigkeit) und beim BMFT im Rahmen des Forschungsprojektes RZ (Risiko und Zuverlässigkeit, Aufwendungen 1973 bis 1978: 13,63 Mio. DM, 1979 bis 1980: 16 Mio. DM) durchgeführt.

4.3 Empfehlung der RSK

Die RSK hält die in diesem Rahmen laufenden Arbeiten für sinnvoll und angemessen. Sie wird, sobald der Bearbeitungszustand der deutschen Risikostudie dies gestattet, im einzelnen dazu Stellung nehmen. Diese Arbeiten sind allein schon dadurch für die Sicherheit von Kernkraftwerken von großer Bedeutung, da sie durch qualitative Vergleiche einen wesentlichen Beitrag zur Erkennung von Schwachstellen leisten können. Die RSK hat einige weitere gezielte Vorhaben auf dem Gebiet der System- und Schadensanalyse empfohlen, die vor allem in die Kategorie „d) Grundlage für Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage“ fallen (B2, B3). Dazu gehört auch Thema B4. Hier wird eine im Sinne einer interdisziplinären Ganzheitsbetrachtung anzufertigende Studie angesprochen, die Schnittstellen aufzeigen und Verbesserungsmöglichkeiten für die Ausführung der im Überschneidungsbereich Anlagentechnik-Bautechnik gelegenen Nahtstellen darstellen soll. Darüber hinaus fällt eine ganze Anzahl der weiteren, im Anhang dieser Stellungnahme vorgeschlagenen Forschungsthemen in die Kategorie „c) Kenntnis erforderlich für übergreifende Risikoabschätzung“ (A2, A3, A5, A8, A9, A10, B1, F4, F5, G1).

5. Weiterführende technische Konzepte

5.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

Das Risiko der Kernenergieerzeugung ist nach der Feststellung der RSK mit den heute zur Verfügung stehenden Anlagenkonzepten erheblich geringer als andere zivile satorische oder natürliche Risiken. Dennoch ist die RSK der Auffassung, daß weiterführende technische Konzepte, die eine noch weitergehende Risikoreduktion ermöglichen, untersucht und entwickelt werden sollten. Dabei müssen Mittel und Wege gefunden werden, weitergehende Verbesserungen zunächst an einer Anlage erproben zu können. Eine Anzahl der hier zu behandelnden Fragestellungen betreffen Maßnahmen zur Reduzierung der Konsequenzen des Kernschmelzunfalls. Auch Fragen zur Untergrundbauweise von Kernkraftwerken sind in diesem Zusammenhang im Vergleich mit oberirdischen Alternativlösungen zu bewerten.

5.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Unter diese Überschrift fallen die vom BMI vergebenen und dem Sachgebiet UB (Untergrundbauweise) zugeordneten Untersuchungen sowie das Forschungsprojekt BV (Behälterversagen) des BMFT (Aufwendungen 1977: 1,0 Mio. DM). Zum Thema der Untergrundbauweise sind umfangreiche Systemstudien durchgeführt worden bzw. noch in Arbeit.

5.3 Empfehlungen der RSK

Zur Untergrundbauweise von Kernkraftwerken hat die RSK auf ihrer 143. Sitzung eine Stellungnahme abgegeben. Entscheidungen über Folgearbeiten zur Untergrundbauweise sollten demnach erst nach Vorliegen der Deutschen Risikostudie getroffen werden. Mit den Themen C1 und C2 empfiehlt die RSK zwei das Anlagenkonzept betreffende Vorhaben im Hinblick auf die Reduzierung der Folgen eines Kernschmelzunfalls. Sie ordnet diese Arbeiten, ebenso wie die in Abschnitt 9 empfohlene Untersuchung

zu Einzelphänomenen des Kernschmelzens, in die Kategorie „d) Grundlage für Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage“ ein. Die mit Thema C3 vorgeschlagenen Arbeiten sollen eine Grundlage für die Beurteilung der bautechnischen Anlagenverbesserung liefern und werden ebenfalls in Kategorie „d) Grundlage für Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage“ eingestuft.

6. Analysen, Studien und Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Problem der äußeren Einwirkungen (insbesondere bautechnische Untersuchungen)

6.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

Äußere Einwirkungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung sind:

- chemische Explosionen
- Sturm, einschließlich Orkan
- Flugzeugabsturz
- Hochwasser
- Erdbeben.

Da die äußeren Einwirkungen im allgemeinen zunächst das Reaktorgebäude und den Sicherheitsbehälter treffen, sind sie in erster Linie ein Problem der Bautechnik. Wegen der Übertragung der dynamischen Belastung betreffen sie aber auch die maschinentechnischen Komponenten und insbesondere deren Auflagerung und Halterung. Die heute durch die Leitlinien der RSK geforderte Auslegung des Reaktorgebäudes gegen den Absturz schnellfliegender Militärmaschinen ist im Rahmen übergreifender Risikobetrachtungen im Hinblick auf die geringe Trefferwahrscheinlichkeit nicht erforderlich. Durch diese Auslegung wird jedoch gleichzeitig der Einfluß von Sturm, einschließlich Orkan, mit abgedeckt. Darüber hinaus werden einige der geforderten Maßnahmen ohnehin durch die Auslegung gegen chemische Explosionen in der Umgebung erforderlich. Ferner geben sie auch einen gewissen Schutz gegenüber Einwirkungen Dritter.

6.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Die beim BMI im Sachgebiet AE (Äußere Einwirkungen) und beim BMFT im Forschungsprojekt AE (Äußere Einwirkungen, Aufwendungen 1972 bis 1978: 15,82 Mio. DM, 1979 bis 1980: 6 Mio. DM) eingebundenen Arbeiten konzentrieren sich auf die Themen Erdbeben, chemische Explosionen und Flugzeugabsturz. Die Arbeiten zum Erdbeben laufen erst an und werden vor allem im Rahmen des HDR-Projektes durchgeführt. Die Untersuchungen zum Thema chemische Explosionen sollen vor allem klären, ob Gemische aus Luft und den in Frage kommenden Gasen unter ungünstigen Bedingungen auch detonieren statt deflagrieren können. Im Zusammenhang mit dem Thema Flugzeugabsturz wird die Wirkung entsprechender stoßartiger Belastungen auf Betonstrukturen experimentell und theoretisch untersucht.

6.3 Empfehlungen der RSK

Die RSK hält diese Arbeiten für sinnvoll und erforderlich, um Kernkraftwerke so genehmigen zu können, daß sie noch sicherer ausgelegt und betrieben werden. Sie hat darüber hinaus mit D1 bis D5 einige weitere Themen zu diesem Fragenkomplex vorgeschlagen. Diese betreffen durchweg die Kategorie „d) Grundlage für Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage“. Mit Thema D6 schlägt die RSK die seismische Instrumentierung und Datenerfassung in ausländischen Anlagen, die in einem Gebiet großer Erdbebenhäufigkeit stehen, vor. Dadurch erhofft sie sich raschere Ergebnisse, als sie im Bereich der Bundesrepublik Deutschland möglich wären. Im Hinblick darauf, daß die Datensammlung langwierig ist oder da generelle sicherheitstechnische Verbesserungen entwickelt werden, sind Forschungs- und Entwicklungsarbeiten langfristig anzulegen.

7. Analysen, Studien und Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Zusammenhang mit Transienten

7.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

Transienten sind zeitabhängige Störungen der Bilanz zwischen erzeugter und abgeführter Wärme im Kernkraftwerk, die schließlich zu Schäden an den Brennelementen führen können und deshalb durch Sicherheitseinrichtungen beherrscht werden müssen. Die wichtigsten Sicherheitseinrichtungen in diesem Zusammenhang sind das Schnellabschaltssystem und das Nachwärmeabfuhrsystem. Bestimmte Transientenereignisse sind im Laufe des Betriebs mit größerer Häufigkeit zu erwarten (Betriebsstransienten), andere besitzen eine sehr geringe Wahrscheinlichkeit. Transienten, bei denen das Schnellabschaltssystem ausfällt, werden ATWS-Störfälle genannt. Im Genehmigungsverfahren muß gezeigt werden, daß die unterstellten Transienten beherrscht werden.

7.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Die bisherigen Arbeiten zum Verhalten bei Transienten wurden im Rahmen der einzelnen Genehmigungsverfahren durchgeführt. Ebenso werden die dabei verwendeten Rechenprogramme insbesondere bei den Inbetriebnahme-Messungen einzelner Anlagen verifiziert und ggf. weiterentwickelt. Spezielle Forschungsvorhaben, die sich vor allem mit dem Verhalten der Brennelemente bei Transienten beschäftigen, laufen in den USA (PBF), in den Niederlanden (Petten) und Norwegen (Halden). Die Bundesrepublik Deutschland ist an diesen Vorhaben beteiligt. (Im Rahmen der Beteiligung am Halden-Projekt wurde in den Jahren 1973 bis 1975 1,5 Mio. DM aufgewendet, für den Zeitraum von 1976 bis 1978 sind 2,0 Mio. DM vorgesehen. Die Ergebnisse des PBF-Projektes sind der deutschen Seite im Rahmen eines die HSST- und PBF-Projekte einerseits und das HDR- und PNS-Brennstabprojekt andererseits umfassenden Zusammenarbeitsvertrages verfügbar).

Darüber hinaus sind theoretische (Vorprojekt) und darauf aufbauende experimentelle Untersuchungen im Rahmen des BMFT-Forschungsprojektes „Spezielle Transienten“ geplant.

7.3 Empfehlungen der RSK

Die RSK hält die Beteiligung an den in Angriff genommenen ausländischen Forschungsprogrammen für angemessen im Zusammenhang mit den in Nummer 1.2 genannten BMI-Fragen. Sie empfiehlt darüber hinaus eine noch umfassendere systematische Auswertung der bisher in Genehmigungsverfahren gewonnenen Erkenntnisse, verstärkte Auswertungen zur Weiterentwicklung der Transientenmodelle und eine Auswertung der Betriebserfahrungen hinsichtlich einer denkbaren Ausweitung von Störungen zu schweren Störfällen.

Sie nimmt zur Kenntnis, daß im Zuge des Vorprojektes des BMFT-Forschungsprojektes „Spezielle Transienten“ entsprechende Arbeiten bereits von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit in Angriff genommen worden sind und geht davon aus, daß die Ergebnisse dieser Arbeiten und die Konzeption des darauf aufbauenden Experimentalprogramms bald vorgelegt werden. Sie ordnet diese Arbeiten vor allem in der Kategorie „b) Kenntnis erforderlich für verbesserte Bestimmung der Sicherheitsreserven“ ein.

8. Analysen, Studien und Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Kühlmittelverluststörfall

8.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

Der Kühlmittelverluststörfall in der Form des doppelendigen Bruches der größten Rohrleitung war von Anfang an der Auslegungstörfall für die Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken. Von daher gesehen nimmt seine Untersuchung auch aus historischen Gründen einen sehr großen Umfang in allen Sicherheitsforschungsprogrammen ein.

Da hierbei sehr komplexe thermohydraulische Prozesse ablaufen, ist dieser Aufwand erforderlich.

Von besonderer Bedeutung sind Untersuchungen zum Verhalten bei kleineren Lecks, da gerade hierfür in den Risikostudien ein hoher Betrag ermittelt wird. Neben dem Verhalten des Reaktorkerns werden auch die dynamischen Belastungen der Druckbehältereinbauten und das Verhalten des Sicherheitsbehälters untersucht.

8.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Diesbezügliche Arbeiten sind beim BMI den Sachgebieten CK (Containment bei Kühlmittelverlust) und KN (Kernnotkühlung) zugeordnet und werden vom BMFT innerhalb der Forschungsprojekte KN (Kernnotkühlung und CK Containment bei Kühlmittelverlust, BMFT-Aufwendungen 1977: KN 44 Mio. DM, CK 14 Mio. DM) gefördert. Neben einer Anzahl von Vorhaben zur Klärung von Einzelphänomenen sind insbesondere die Großexperimente HDR (dynamische Belastung der Druckbehältereinbauten), die in der Inbetriebnahmephase befindliche Anlage LOBI für die integrale Untersuchung der Kühlung eines 64-Stabbündels für den Druckwasserreaktor und das PKL-Experiment zur Untersuchung der Flutphase zu nennen. Verhandlungen zur Konzipierung eines hauptsächlich die Großraumeffekte abdeckenden Versuchsprogramms werden seit einiger Zeit vom BMFT mit entsprechenden Stellen in USA und Japan geführt und haben zur Formulierung konkreter Vorhaben geführt. Das Verhalten der Brennstäbe nach dem Kühlmittelverluststörfall wird in mehreren Vorhaben des Projektes Nukleare Sicherheit am Kernforschungszentrum Karlsruhe untersucht. Auch für das Containmentverhalten wird ein Modellexperiment (Battelle) durchgeführt. Verschiedene größere Vorhaben galten auch der dynamischen Belastung des Druckunterdrückungssystems der Siedewasserreaktoren.

8.3 Empfehlungen der RSK

Die RSK ordnet die mit dem Kühlmittelverluststörfall zusammenhängenden Arbeiten im wesentlichen in die Kategorie „b) Kenntnis erforderlich für die verbesserte Bestimmung der Sicherheitsreserven“ ein, da im Genehmigungsverfahren hier sehr auf der sicheren Seite liegende Werte verwendet werden. In diesem Zusammenhang hält sie die laufenden und geplanten Forschungsprogramme nach Umfang und Organisation für angemessen, die erforderlichen Kenntnisse zu liefern, die insbesondere zu einer gezielten Verwendung der Sicherheitsfaktoren im Genehmigungsverfahren führen sollen. Sie begrüßt die starke internationale Verflechtung der durchgeführten Arbeiten. Sie sieht den Schwerpunkt für die Zukunft in den Arbeiten zur Flutphase und zum Brennstabverhalten. Die Probleme im Zusammenhang mit dem Druckabbau-system der Siedewasserreaktoren hält sie im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für soweit geklärt, daß hier keine wesentlichen Arbeiten mehr erforderlich sind. Die RSK befürwortet, daß die Arbeiten zu kleineren Lecks verstärkt werden. Von großem Interesse sind insbesondere Erkenntnisse über

- gesättigter Blowdown
- Wiederauffüllphase
- Brennstabverhalten
- Naturumlafverhalten und Wärmeabfuhr im Zweiphasen-Bereich.

Die RSK begrüßt den vorgesehenen Umbau der PKL-Anlage.

Ferner werden zusätzliche Untersuchungen zur Freisetzung und Rückhaltung von Spaltprodukten empfohlen (Themen F1, F2). Ein spezielles, kleineres Experiment (Thema F4) sollte eine Grenzabschätzung für ein besonders ungünstiges Brennelementverhalten liefern.

9. Analysen, Studien und Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Kernschmelzunfall

9.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

In den Sicherheitsstudien wird der Kernschmelzunfall als das Ereignis ausgewiesen, durch das es zu einer größeren Aktivitätsfreisetzung aus dem Kernkraftwerk kommen könnte. Sein Auftreten setzt den Ausfall mehrerer redundanter und diversitärer Sicherheitseinrichtungen voraus und ist deshalb sehr unwahrscheinlich. Zur weiteren Risikoeingrenzung werden hier dennoch experimentelle und theoretische Untersuchungen durchzuführen sein. Da über einige der ablaufenden Vorgänge nur geringe Kenntnisse vorliegen, werden in den Risikostudien hier konservative Näherungsverfahren verwendet, die einer Verbesserung unterworfen werden sollten.

9.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Im Rahmen des BMI-Sachgebietes CS und des BMFT-Forschungsprojektes CS (Kernschmelzen) werden in zunehmendem Umfang hier die Phänomene untersucht, die außerhalb eines Reaktors modelliert werden können. (Die BMFT-Aufwendungen in den Jahren 1972 bis 1978 betragen 57,4 Mio. DM, für den Zeitraum von 1979 bis 1980 sind 37 Mio. DM geplant.)

Wesentliche Einzelthemen betreffen die Wechselwirkung der Kernschmelze mit dem Beton des Containments sowie das Konvektionsverhalten der Schmelze.

9.3 Empfehlungen der RSK

Nach Auffassung der RSK sind die bisher in Angriff genommenen Arbeiten geeignet, die mit den Kernschmelzphänomenen zusammenhängenden Fragen zu klären. Sie sind in die Kategorie „c) Kenntnis erforderlich für übergreifende Risikoabschätzung“ einzuordnen.

Es sollte auch beim weiteren Ausbau des Programms darauf geachtet werden, daß es in einer ausgewogenen Relation zu den anderen Schwerpunkten der Reaktorsicherheitsforschung steht. Eine Klärung der Einzelphänomene wird im Hinblick auf ihre komplizierte Natur sicherlich noch längere Zeit in Anspruch nehmen. Mit dem Thema G4 macht die RSK einen ergänzenden Vorschlag zu dieser Fragestellung, der in die gleiche Kategorie c) einzuordnen ist.

10. Einfluß menschlichen Verhaltens

10.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

Wie bei jeder technischen Anlage, kommt auch bei Kernenergieanlagen dem Eingreifen des Menschen in die ablaufenden Prozesse eine zentrale Bedeutung zu. Dementsprechend werden in der Reaktortechnik folgende Prinzipien konsequent verfolgt:

— Konzipierung und Erstellung der Anlagen dergestalt, daß die Folgen eines bewußten oder unbewußten menschlichen Fehleingreifens in seinen Auswirkungen begrenzt bleiben und keinesfalls nichtakzeptierbare Auswirkungen die weitere Folge sind.

— Qualifizierung (nicht nur in technischem Sinne) des Betriebspersonals bis zu dem Grad, daß zu jedem Zeitpunkt ein erforderliches Eingreifen sachgemäß erfolgt.

— Schaffung aller technischen Möglichkeiten und der administrativen Voraussetzungen, die die Tätigkeit des Betriebspersonals erleichtern, unterstützen und ggf. verbindlich festlegen.

— Befähigung des Personals unter medizinisch-psychologischen Gesichtspunkten.

Der Behandlung dieses Themenkreises kommt große Bedeutung zu.

Untersuchungen zur Personalbeanspruchung und zum Personalverhalten unter Berücksichtigung der Einflußgrößen Vorbildung, Berufserfahrung und gezielter Schulung sollen u. a. Hinweise zur Verbesserung der Qualifikation des Personals liefern. Unter BMFT-Beteiligung werden im Rahmen des Halden-Projektes weitere Arbeiten zu diesem Komplex durchgeführt. Ein spezielles BMFT-Forschungsprojekt „Mensch/Maschine-Wechselwirkung bei Herstellung und Betrieb von Kernkraftwerken“ befindet sich in der Planungsphase. Vom BMI vergebene Studien befassen sich schwerpunktmäßig mit Fragen der Ausbildung von Kernkraftwerkspersonal und der Analyse menschlicher Funktionen beim Betrieb von Kernkraftwerken.

Bei den vom BMFT gescheiterten Arbeiten, steht die Erfassung der aus menschlichem Fehlverhalten bzw. ungünstiger Wechselwirkung Mensch — Technik resultierenden Qualitätsminderung während der Phasen Planung, Erstellung und Betrieb von Kernkraftwerken im Vordergrund.

10.2 Gegenwärtig laufende Arbeiten

Arbeiten zu dieser Thematik werden sowohl im Rahmen des BMFT-Forschungsprojektes Qualitätssicherung (QS) als auch im Auftrage des BMI durchgeführt.

10.3 Empfehlungen der RSK

Die RSK sieht in den laufenden und geplanten Arbeiten einen Ansatz für die Ermittlung der in Nummer 1.2 geforderten Kenntnisse für diesen Bereich. Sie wird sich weiterhin mit diesem Thema beschäftigen und zu gegebener Zeit einen Empfehlungsvorschlag machen.

Sachbereiche, Projekte und Mittelaufwendungen des BMFT-Forschungsprogramms zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren

Sachbereich	Zugeordnete Projekte	Bewilligter und geplanter Mittelaufwand in Millionen DM										
		1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980	1972 bis 1978	1979 bis 1980
Maßnahmen zur Erhöhung der betrieblichen Zuverlässigkeit und zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit des Eintretens von Störfällen	Komponentensicherheit (KS)	3,8	4,0	7,7	5,5	12,9	8,0	16,0	21,0	21,0	57,9	42
	Qualitätssicherung (QS)	5,4	4,8	8,7	10,6	9,1	11,5	12,5	12,5	12,5	62,6	25
	Kernnotkühlung (KN)	12,9	16,2	27,8	40,5 ^{*)}	36,8	44,0	34,0	36,0	29,0	212,2	65
	Containment bei Kühlmittelverlust (CK)	9,2	7,0	9,5	10,8	15,4	14,0	15,0	10,0	12,0	80,9	22
Analyse der Auswirkungen von Störfällen	Außere Einwirkungen (AE)	0,3	0,02	1,1	2,7	4,7	4,0	3,0	5,0	1,0	15,82	6
	Behälterversagen (BV)	0,2	1,0	1,2	3,6	1,6	1,0	3,0	3,0	2,0	11,6	5
	Kernschmelzen (CS)	1,3	3,0	6,7	7,8	8,6	13,0	17,0	20,0	17,0	57,4	37
Analyse durch den Betrieb, durch Störfälle und durch die Stilllegung bedingten Strahlenbelastung	Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung (SS)	0,8	1,1	2,3	3,6	4,3	12,0	18,0	23,5	30,5	42,1	54
Analyse des Risikos von Kernenergieanlagen	Risiko und Zuverlässigkeit (RZ)	—	0,03	0,1	0,4	0,6	5,5	7,0	7,0	9,0	13,63	16

^{*)} überplanmäßiger Mehraufwand für LOFT-Beteiligung enthalten

Ein Katalog der von der RSK erarbeiteten Einzelempfehlungen für Analysen, Studien und Forschungs- und Entwicklungsaufgaben auf dem Gebiet der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren ist als Anhang zu der hier wiedergegebenen RSK-Empfehlung im Bundesanzeiger Nr. 16, Seite 5/11 veröffentlicht. Diese Ausgabe kann zum Preis von DM 2,75 über folgende Adresse angefordert werden: Bundesanzeiger, Postfach 10 80 06, 5000 Köln 1, Tel.: (0221) 21 03 48/49.

BAZ Nr. 42 vom 29.02.1980

148. Sitzung am 19.09.1979

1. Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2

Bestandsaufnahme der Sicherheitsvorkehrungen in den in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat in ihrer 144., 145., 146. und 147. Sitzung im einzelnen zur Frage Stellung genommen, ob und ggf. welche Maßnahmen, insbesondere welche Sofortmaßnahmen, aufgrund des Störfalles im Kernkraftwerk Three Mile Island 2 bei in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken zu treffen sind. Inzwischen liegen der RSK die Gutachten und Stellungnahmen vor, die aufgrund der durch den Bundesminister des Innern (BMI) durch Weisung an die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder veranlaßten umfassenden Überprüfungen der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke erstellt wurden. Die RSK stellt fest, daß auch nach dem neuesten Kenntnisstand über das in Stellungnahmen und Beratungen Angesprochene hinaus keine kurzfristigen Maßnahmen erforderlich sind. Die RSK wird ihre Beratungen nach Vorlage der detaillierten Untersuchungsberichte aus den USA fortsetzen.

2. Sicherheitstechnische Realisierbarkeit der trockenen Lagerung abgebrannter Brennelementbündel aus Leichtwasserreaktoren in Transportbehältern (Trockenlager)

Zusammenfassende Beurteilung

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat geprüft, ob das von der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufbereitung von Kernbrennstoffen mbH (DWK) vorgelegte Konzept zur trockenen Lagerung bestrahlter Brennelementbündel aus Leichtwasserreaktoren in Transportbehältern sicherheitstechnisch realisiert werden kann.

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der Strahlenschutzkommission (SSK) stimmt prinzipiell dem vorgetragenen Konzept einer Trockenlagerung abgebrannter Brennelementbündel in Transportbehältern zu.

Die Beratungsergebnisse werden im folgenden zusammengefaßt:

- Gegen den Transport und die mittelfristige Lagerung (nach heutigem Kenntnisstand bis mindestens 30 Jahren) bestrahlter Brennelementbündel (auch mit defekten Brennstäben) in Transportbehältern bestehen keine sicherheitstechnischen Bedenken. Das vorgeschlagene Dichtungssystem genügt den Anforderungen eines 2-Barrieren-Einschlusses.

— Ein Trockenlager mit Transportbehältern kann gegen Störfälle und Einwirkungen von außen entsprechend den nach dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendigen Forderungen ausgelegt werden.

— Die sichere Lagerung ist auch nach Störfällen nicht gefährdet; die danach gegebenenfalls notwendige Wiederherstellung der Transportfähigkeit der Transportbehälter ist sicherheitstechnisch möglich.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß die für den Transport und die trockene Lagerung bestrahlter Brennelementbündel in Transportbehältern erforderlichen sicherheitstechnischen Maßnahmen realisierbar sind und somit die Trockenlagerung eine mögliche Form der Zwischenlagerung darstellt.

Damit stehen zwei sicherheitstechnisch realisierbare Alternativen (Trockenlager und Naßlager herkömmlicher Bauart) für die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente zur Verfügung.

1. Einleitung

Die RSK hat gemeinsam mit der SSK am 20. Oktober 1977 eine Empfehlung zur grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums ausgesprochen. In dieser Empfehlung wurde festgestellt, daß die vorgesehene längerfristige Lagerung abgebrannter Brennelemente in Wasserbecken (Naßlager) aufgrund langjähriger in- und ausländischer Erfahrungen sicherheitstechnisch einwandfrei beherrscht wird. Außerdem hat der RSK-UA ENTORGUNGSZENTRUM in seiner 15. Sitzung am 23. November 1978 das Konzept des Brennelement-Zwischenlagers Ahaus (Naßlager) beraten und grundsätzlich positiv beurteilt. Die RSK hat dieses Beratungsergebnis auf ihrer 140. Sitzung am 20. Dezember 1978 zustimmend zur Kenntnis genommen.

In den letzten Jahren ist für die Brennelement-Zwischenlagerung eine neuartige Lagertechnik, die Trockenlagerung in Transportbehältern, entwickelt und vorgestellt worden. Der Unterausschuß ENTORGUNGSZENTRUM der RSK sowie der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK haben in mehreren Sitzungen über das Konzept und die sicherheitstechnische Realisierbarkeit eines Trockenlagers für bestrahlte Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren in Transportbehältern beraten.

Grundlage der Beratungen waren der Sicherheitsbericht der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufbereitung von Kernbrennstoffen mbH (DWK) über die „Trockene Lagerung abgebrannter Brennelementbündel in einem Transportbehälterlager“ (Fassung 1/79) sowie weitere Unterlagen des Antragstellers. An den Beratungen haben Sachverständige aus den Gutachterorganisationen mitgewirkt.

2. Beschreibung des Konzepts

Das Konzept der DWK zur trockenen Lagerung bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelementbündel sieht — im Gegensatz zu Naßlagern herkömmlicher Bauart — die portionierte Lagerung in speziell für diesen Zweck entwickelten Transportbehältern vor. Der Behälter gewährleistet durch seine Dimensionierung die Integrität und Unterkritikalität und dient gleichzeitig als Abschirmung sowie als Barriere für die Rückhaltung radioaktiver Stoffe; die Nachzerfallwärme wird durch natürliche Konvektion und Strahlung — und somit durch passive Anordnungen — über die Behälteroberfläche an die umgebende Luft abgeführt.

2.1 Transportbehälter

Zur Lagerung und zum Transport der bestrahlten Brennelementbündel sind die Transportbehälter vom Typ Castor 1 und Castor 2 der Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS) vorgesehen. Beide Behälter können in der endgültigen Konzeption die IAEA-Vorschriften der Verpackungskategorie Typ B (U) sowie der entsprechenden nuklearen Sicherheitsklasse erfüllen.

Der Transportbehälter Castor 1 nimmt 4 DWR-Brennelementbündel (2,1 t Uran), der Transportbehälter Castor 2 nimmt 16 SWR-Brennelementbündel (3,1 t Uran) auf. Das Gewicht der beladenen Transportbehälter beträgt 75 bzw. 80 t.

Der Transportbehälter besteht aus einem dickwandigen Gußkörper, der mit einem Mehrfachdeckelsystem verschlossen ist. Das Deckelsystem ist mit einer gleichwertig sicheren Leckprüfeinrichtung ausgerüstet. Es besitzt eine mehrfache Abdichtung aus Metall und strahlenbeständigen Elastomerringen. Der Gußkörper hat auf der Außenseite integrierte Kühlrippen, die zur Abfuhr der Nachzerfallwärme der Brennelementbündel dienen. Die Innenseite des Behälters, einschließlich der Dichtflächen, erhält als Korrosionsschutz einen Nickelüberzug. Außen wird der Behälter mit einem Epoxidharz-Überzug geschützt. Die zu lagernden Brennelementbündel werden von einem Tragkorb (Edelstahl mit Borzusatz) aufgenommen. Als inneres Wärmeübertragungsmedium dient ein Inertgas, das zugleich korrosionshemmend wirkt. Wärmelastversuche mit repräsentativen Transportbehälter-Modellen haben nach Angaben des Herstellers gezeigt, daß die zu erwartenden maximalen Hüllrohrtemperaturen im Bereich 300°C bis 380°C liegen. Die Oberflächentemperatur des Transportbehälters liegt danach unterhalb 82°C bei einer angenommenen Umgebungstemperatur von 38°C und einer Abklingzeit der Brennelemente von 1 Jahr.

Die γ - und n-Strahlung wird durch das etwa 40 cm dicke Gußeisen, in das moderierendes Material in Bohrungen eingelagert ist, abgeschirmt. Auf Grund der vorgesehenen Abschirmung ergibt sich bei einer Abklingzeit von 1 Jahr eine maximale Dosisleistung < 30 mrem/h an der Oberfläche des Transportbehälters, die sich zu etwa gleichen Teilen aus n- und γ -Dosisleistung zusammensetzt.

Im Rahmen der Erprobung der Behälter sind die Temperaturbelastung und die Dosisleistung zu verifizieren.

Sicherheit gegen Kritikalität kann sowohl für den Einzelbehälter als auch für eine unbegrenzte Anzahl von Behältern in dichtester Lagerung auch unter ungünstigsten denkbaren Bedingungen gewährleistet werden.

Der dickwandige Transportbehälter sowie sein kombiniertes Deckel/Dichtungssystem schützen gegen die Einwirkungen von außen, die auch bei der Auslegung von Kernkraftwerken zugrunde gelegt werden (Explosion und Brand innerhalb bzw. außerhalb des Lagers, Hochwasser, Erdbeben, Flugzeugabsturz).

Um den Behälter beim Transport vor möglichen Beschädigungen (Absturz, Aufprall auf ein massives Hindernis) zu schützen, werden seine Stirnseiten während Transportvorgängen mit Stoßdämpfern ausgerüstet, die während der Lagerung entfernt werden.

2.2 Transportbehälterlager

Die Transportbehälter Castor 1 und 2 werden stehend oder liegend auf ein Betonplatte deponiert und durch eine Lagerhalle gegen Witterungseinflüsse geschützt. Die Lagerhalle gewährleistet durch entsprechende Öffnungen in Dach und Wänden eine ungehinderte Luftzirkulation. Zur weiteren Reduzierung der verbleibenden Direktstrahlung aus den Transportbehältern wird eine in die Hallenwand integrierte Abschirmung aus Normalbeton oder ein die Lagerhalle umgebender Erdwall vorgesehen.

3. Sicherheitstechnische Beurteilung des Konzepts

Die Reaktor-Sicherheitskommission hat geprüft, ob das Konzept zur trockenen Lagerung bestrahlter Brennelementbündel in Transportbehältern sicherheitstechnisch realisierbar ist; im besonderen hat sie untersucht, ob die sichere Lagerung auch nach Störfällen und Einwirkungen von außen gewährleistet werden kann. Dabei wurde davon ausgegangen, daß die Brennelemente frühestens 1 Jahr nach Reaktorentnahme in die Trockenlagerbehälter eingebracht werden.

3.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb

— Langzeitverhalten der Brennelementhüllrohre

Die gegenüber der Naßlagerung erhöhte Temperatur der Brennelementhüllrohre bedeutet, daß ihrer mechanischen Integrität besondere Aufmerksamkeit geschenkt werden muß. Die während der Lagerung auftretenden Oberflächentemperaturen sind mit den beim Reaktorbetrieb auftretenden vergleichbar bzw. niedriger. Aufgrund gesicherter chemischer und physikalischer Kenntnisse ist zu erwarten, daß auch über längere Zeiträume keine schwerwiegenden mechanischen oder Korrosionsschäden auftreten, die die Integrität der Brennelementbündel gefährden bzw. die spätere Entladung aus den Transportbehältern erschweren würden.

— Langzeitqualitätsnachweis der verwendeten Transportbehälter-Werkstoffe

Eine Versprödung des Transportbehältergrundwerkstoffs durch γ - und Neutronenstrahlung tritt nicht auf, da der integrierte Fluß weit unterhalb schädigender Werte liegt. Ebenso ist eine merkliche Veränderung des Neutronenabsorptionsmaterials infolge der Alterung und Bestrahlung nicht gegeben. Elastomerdichtungen haben sich in der Kerntechnik gut bewährt und sind jahrelang erprobt. Metalldichtungen sind langzeitbeständig, weil durch geeignete Maßnahmen (Evakuieren, Inertgasfüllung) sichergestellt wird, daß keine Feuchtigkeit im Dichtungsbereich eindringen kann.

— Barrieren- und Dichtungskonzept

Die RSK ist der Auffassung, daß der Grundkörper wegen seiner Beschaffenheit (große Wandstärke, Duktilität, Qualität) eine zuverlässige Barriere darstellt. Im Deckelbereich wird die sichere Umschließung durch das kombinierte Deckel/Dichtungssystem gewährleistet. Es ermöglicht durch einen kontrollierbaren Zwischenraum eine Leckprüfung bereits der inneren Barriere, ohne daß dabei radioaktive Stoffe in die Atmosphäre freigesetzt werden. Im Leckagefall kann das Barrierensystem durch einen zusätzlichen Deckel wieder ertüchtigt werden.

— Lagerung defekter Brennelemente

Auch die Lagerung defekter Brennelemente kann ohne zusätzliches sicherheitstechnisches Risiko durchgeführt werden.

3.2 Störfälle

Transportbehälter mit der vorgesehenen Typ B (U)-Zulassung müssen folgenden Belastungen standhalten:

— Fallversuch I:

Der Versuchsbehälter fällt aus 9 m Höhe auf eine harte Aufprallplatte;

— Fallversuch II:

Der Behälter fällt aus 1 m Höhe auf einen Dorn;

— Auslegungsbrand:

Der Behälter wird dem Auslegungsbrand ausgesetzt (Dauer 1/2 Stunde, Temperatur 800° C);

— Wassereindringprüfung:

Der Behälter wird nach Bestehen der drei oben aufgeführten Versuche 8 Stunden lang in Wasser (Tiefe 0,9 m) gelagert;

— Wassertauchprüfung:

Hierbei wird ein anderer Versuchsbehälter 8 Stunden lang in Wasser in 15 m Tiefe gehalten.

Im einzelnen hat die RSK folgende Störfälle und Einwirkungen von außen betrachtet:

— Explosion innerhalb oder außerhalb des Lagers:

Der Transportbehälter wird gegen Druckwellen aus chemischen Explosionen ausgelegt; seine Integrität sowie die Funktion der Dichtungen werden bei Eintritt des Störfalles nicht beeinträchtigt.

— Brände innerhalb und außerhalb des Lagers

Der Transportbehälter wird entsprechend den Prüfbestimmungen gegen Brände ausgelegt; eine Abhängigkeit von der Versorgung durch Medien (Strom, Wasser) besteht nicht.

Aufgrund der beschränkten Menge brennbarer Stoffe am Standort des Transportbehälterlagers können innerhalb der Anlage nur begrenzte Brände auftreten, die in Dauer und Temperatur weit unter den Prüfbestimmungen (30 Min., 800° C) liegen. Die mit einer leichten Neigung versehene Betonplatte der Lagerhalle gewährleistet bei einem nicht auszuschließenden Treibstoffbrand nach Flugzeugabsturz das Abfließen des Treibstoffes aus dem Lagerbereich und somit eine Begrenzung der Branddauer.

— Flugzeugabsturz

Der Transportbehälter wird gegen Flugzeugabsturz ausgelegt. Zum Nachweis werden spezielle Penetrationsprüfungen durchgeführt, bei denen ein schwerer Flugkörper auf einen repräsentativen Behälterabschnitt geschossen wird.

— Erdbeben

Die bei Erdbeben auftretenden maximalen Beschleunigungswerte liegen um Größenordnungen unter denjenigen, die bei den Falltests der Typ B (U)-Zulassung gemessen wurden.

— Störung der Nachzerfallwärmeabfuhr

Eine längerfristige Unterbrechung der natürlichen Konvektionskühlung (z. B. durch Trümmerbedeckung infolge eines Brandes in der Anlage, Flugzeugabsturzes, Erdbebens) kann nach Angaben des Herstellers selbst bei konservativer Annahme einer adiabatischen Aufheizung des Transportbehälters (Aufheizrate etwa 35 K/d) allenfalls nach mehreren Tagen zu einer technisch merklichen Lackrate auf Grund thermischer Belastung der Dichtungen führen. Dieser Zeitraum ist nach Ansicht der RSK ausreichend, um eventuelle Trümmerbedeckung abzuräumen.

— Kritikalität

Die Transportbehälter Castor 1 und 2 sind nach Ansicht der RSK so ausgelegt, daß eine kritische Anordnung auch bei schwersten Unfällen nicht zustande kommen kann. Dies gilt auch für eine unbegrenzte Anzahl von Behältern in

dichtester Lagerung unter Zugrundelegung optimaler äußerer Moderation.

3.3 Weiterbetrieb des Lagers nach Störfällen bzw. nach Feststellung von Leckagen im Deckelbereich

Die Störfallbetrachtung zeigt, daß bei den unterstellten Einwirkungen von innen oder außen die Integrität der Behälter erhalten bleibt und somit eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung sicher verhindert wird. Ein Weiterbetrieb des Lagers ist daher ohne Auslagerung der Transportbehälter möglich.

Störfallbedingte Beschädigungen an den Behältern bzw. am Dichtungssystem können nach Ansicht der RSK in einer am Standort des Transportbehälterlagers zu errichtenden Reparatur- und Inspektionszelle festgestellt und behoben werden.

Gleichzeitig übernimmt diese Zelle im Anschluß an den Transport die Funktion einer Eingangszelle zur Überprüfung der Dichtigkeit des Deckelsystems sowie erforderlichenfalls dessen Ertüchtigung. Die notwendigen Prüf-, Wartungs- und Reparaturarbeiten in der Reparatur- und Inspektionszelle, z. B.

— Oberflächenkontaminationsmessung,

— Dichtigkeitsmessung,

— Vakuummessung,

— Tragzapfenprüfung,

— Dosisleistungsmessung,

— Edelgasmessung,

— Auswechseln des Spül- und Reinigungsverschlußdeckels,

— Ausschleifen und Fräsen der Fügenaht,

— Einsetzen des Fügedeckels,

— Anbringen des 3. Deckels

sind nach Ansicht der RSK möglich.

Eine Auslegung der Reparatur- und Inspektionszelle gegen Flugzeugabsturz hält die RSK nicht für erforderlich.

3.4 Entladung der Transportbehälter

Die RSK geht davon aus, daß die Behälter in Kernkraftwerken oder Wiederaufbereitungsanlagen unter Wasser sicher entladen werden können.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß die mittelfristige Trockenlagerung von bestrahlten Brennelementbündeln in den beschriebenen Transportbehältern im Anschluß an eine Naßlagerung von einem Jahr und ihr Transport in diesen Behältern sicherheitstechnisch realisierbar sind. Sie ist der Ansicht, daß zur Qualitätssicherung eine Einzelabnahme der Transportbehälter mittels zerstörungsfreier Prüfverfahren erforderlich ist.

4. Radiologie

Für die im Sicherheitsbericht konzipierte Anlage (etwa 225 Behälter) wurde vom Antragsteller eine Dosisfeldberechnung vorgelegt, die am Zaun des Geländes einen maximalen Dosisleistungswert von 7,3 mrem/a ausweist, der allein auf Direktstrahlung (γ - und n-Strahlung) beruht. Dieser Wert ist akzeptabel und kann in jedem Fall eingehalten werden.

An ausgewählten Punkten der Halle erfolgt eine Überwachung der Ortsdosisleistung. Der für den betrieblichen Strahlenschutz angegebene Wert von ca. 1 rem/a entspricht den zu stellenden Anforderungen.

BAZ Nr. 42 vom 29.02.1980

149. Sitzung am 17.10.1979

1. 300 MWe-Prototypkernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300) Dampferzeuger und Frage der Sicherheitsventile am Spannbetondruckbehälter (SBB)

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat auf ihrer 149. Sitzung am 17. Oktober 1979 über die Frage der Notwendigkeit von Sicherheitsventilen am Spannbetondruckbehälter und über die Dampferzeugeranlage des 300 MWe-Prototypkernkraftwerks Hamm-Uentrop (THTR-300) anhand detaillierter Untersuchungen zum Druckaufbau im Spannbetondruckbehälter als Folge von unterstelltem Dampferzeugerversagen beraten.

Die RSK stellt nach Anhörung des Gutachters und des Antragstellers, unter Berücksichtigung früherer Beratungen in der RSK bzw. ihren Unterausschüssen, insbesondere zu den verwendeten Werkstoffen, der Konstruktion, den qualitätssichernden Maßnahmen bei Planung und Herstellung, und der vom Gutachter gemachten Auflagen fest:

Dampferzeuger

Die vorgelegten Analysen zeigen, daß auf Grund der Konstruktion der Dampferzeuger mit einem Versagen des Liners oder der Abschlusse des Spannbetondruckbehälters selbst dann nicht zu rechnen ist, wenn der hypothetische Fall „Gleichzeitiges Versagen aller 40 Rohre eines Dampferzeugers (DE), keine Absperrung dieses Dampferzeugers“ unterstellt wird. Auf Grund der umfangreichen qualitätssichernden Maßnahmen und einer vom Hersteller durchgeführten Untersuchung, die ergab, daß das Versagen eines DE-Rohres nicht zum Versagen weiterer DE-Rohre führt, muß der unterstellte Fall als extrem unwahrscheinlich angesehen werden, zumal zur Störfallerkennung und Lokalisierung eines Lecks redundante und diversitäre Meßsysteme vorhanden sind und zur Absperrung des Hochdruckteils jedes Dampferzeugers sowohl frischdampfseitig als auch speisewasserseitig je drei verschiedene Armaturen zur Verfügung stehen.

Ein weiteres Merkmal der Dampferzeugeranlage ist, daß auch bei einem Druck von 1 bar im Spannbetondruckbehälter, z. B. als Folge einer am Spannbetondruckbehälter unterstellten Leckage, die Nachwärmeabfuhr mit hoher Zuverlässigkeit gewährleistet ist, da hierzu lediglich zwei der insgesamt sechs Dampferzeuger erforderlich sind.

Die RSK ist der Ansicht, daß die aus sicherheitstechnischer Sicht an die Dampferzeuger zu stellenden Anforderungen erfüllt werden und stimmt daher dem Einbau der Dampferzeugeranlage zu.

Wenngleich das Schwingungsverhalten der Dampferzeuger im wesentlichen eine Frage der Verfügbarkeit und nicht der Sicherheit ist, hält es die RSK im Hinblick auf zukünftige Anlagen für erforderlich, alle Möglichkeiten der Erfahrungssammlung auszuschöpfen und schlägt deshalb eine Überprüfung und ggf. Erweiterung der Instrumentierung der Dampferzeuger dieser Prototypanlage vor.

Die RSK unterstreicht die Notwendigkeit, für den in Hochtemperaturgebiet eingesetzten Werkstoff X 10 NiCrAlTi 3220 ein dem Betrieb des THTR-300 um zwei Jahre voreilendes Langzeitwerkstoffprogramm durchzuführen.

Die während des Betriebs anfallenden Erfahrungen sind der RSK in geeigneter Form mitzuteilen.

Sicherheitsventile am Spannbetondruckbehälter

Auf Grund der zum Dampferzeugerversagen im Spannbetondruckbehälter ermittelten Druckwerte und der aus störfallbedingtem Temperaturanstieg resultierenden Drücke ist die RSK mit den Gutachtern der Meinung, daß alle hinsichtlich eines Druckaufbaus im Spannbetondruckbehälter in Betracht zu ziehenden Störfälle und auch der hypothetische Fall „Abriß aller Dampferzeugerrohre eines Dampferzeugers, keine Absperrung dieses Dampferzeugers“ ohne Sicherheitsventil am Spannbetondruckbehälter beherrscht werden.

Die RSK sieht den mit dem Einbau von Sicherheitsventilen erreichbaren Sicherheitsgewinn als vernachlässigbar an und hält den Einbau von Sicherheitsventilen am Spannbetondruckbehälter für nicht erforderlich.

2. Kernkraftwerk Würqassen

Verlängerung der Betriebsdauer der Schnellabschaltbehälter

Die RSK beriet auf ihrer 149. Sitzung am 17. Oktober 1979 die Frage, ob während des beabsichtigten Umbaus des Schnellabschaltsystems des Kernkraftwerks Würqassen gegen den Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter sicherheitstechnische Bedenken bestehen. Voraussetzung für den befristeten Betrieb mit den bisherigen Schnellabschaltbehältern war die Durchführung von zerstörungsfreien Prüfungen mit kurzen Prüfintervallen und von Großplattenversuchen.

Bei den nach der Basisprüfung in kurzen Fristen vorgenommenen wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen traten keine Veränderungen der Anzeigen auf, die über die Meßtoleranzen des verwendeten Prüfsystems hinausgehen. Im derzeitigen Revisionsstillstand wurden die turnusmäßig durchzuführenden zerstörungsfreien Prüfungen an den Schnellabschaltbehältern durch ein erweitertes, mit der MPA Stuttgart abgestimmtes Prüfprogramm ergänzt. In diesem erweiterten Prüfprogramm wurden alle Schweißnähte, soweit technisch möglich, mittels Ultraschall geprüft und einer Oberflächenrißprüfung unterzogen. Hierbei wurden an dem Behälter „RT 6“ Stellen mit interkristalliner Korrosion in der im Bereich von Schweißnähten durch Auftragschweißung aufgetragenen austenitischen Plattierung gefunden. Die Befunde wurden ausgeschliffen, bis diese Stellen anzeigefrei waren. Die von den früheren Prüfungen her bekannten alten Befunde zeigten erneut keine Veränderungen.

Zusammenfassend stellten die Sachverständigen fest, daß wegen der bei den Prüfungen festgestellten Konstanz der Anzeigen über die Fehlergrößen und des engen Netzes der zerstörungsfreien Prüfungen keine Bedenken gegen den Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter während der geplanten Umrüstphase bestehen.

Die RSK kam zu der Auffassung, daß während des beabsichtigten Umbaus des Schnellabschaltsystems keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen den Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter bis zum vom Betreiber angegebenen Abschluß des Umbaus im Jahre 1980 bestehen. Die RSK berücksichtigt bei ihrer Beurteilung auch die im Zusammenhang mit der Untersuchung anderer Druckbehälterwerkstoffe, insbesondere des Reaktorbehälters des NS OTTO HAHN, erlangten bruchmechanischen Kenndaten.

Weiterhin sollte, um Korrosion zu vermeiden, die Wasserqualität in kürzeren Fristen überwacht werden. Zusätzlich sollten zum bisherigen Wiederholungsprogramm Überprüfungen des Behälters RT 6 im Vierteljahreszyklus und der Behälter RT 1 bis RT 5 im Jahresrhythmus (innerhalb der Revision) mittels Oberflächenrißprüfung durchgeführt werden.

1. Kernkraftwerk Brunsbüttel

Wiederinbetriebnahme nach dem Störfall am 18. Juni 1978

Am 18. Juni 1978 wurde aus dem Kernkraftwerk Brunsbüttel leicht kontaminierter Dampf freigesetzt. Die Ursache war ein abgerissener Blindstutzen der Frischdampfleitung. Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat sich mehrfach mit dem Ereignis beschäftigt. Sie sprach auf ihrer 138. Sitzung eine Empfehlung für sicherheitstechnische Verbesserungen aus (BAnz. Nr. 2 vom 4. Januar 1979).

Der Betreiber hat aus dem Vorfall vielfältige Konsequenzen in technischer, administrativer, organisatorischer und personeller Hinsicht gezogen. In einer Reihe von Sitzungen erörterten die RSK und der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der Strahlenschutz-Kommission (SSK) spezielle Fragen im Zusammenhang mit den durchgeführten und vorgesehenen Maßnahmen. Dabei wurde überprüft, ob die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch den Weiterbetrieb der Anlage getroffen ist.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß gegen die Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerks Brunsbüttel keine sicherheitstechnischen Bedenken bestehen.

Das Oberverwaltungsgericht Lüneburg hat bei seinem Beschluß zur atomrechtlichen Genehmigung des Kernkraftwerks Brunsbüttel den Störfall in die gerichtliche Würdigung einbezogen (VII OVG B52/76). Die zuständige Aufsichts- und Genehmigungsbehörde legte der RSK ihre Auffassung zu dem im Gerichtsbeschluß aufgeworfenen Fragenkomplex dar (Bericht IX 354-416.791.521). Die in dem Bericht angesprochenen sicherheitstechnischen Fragen wurden in der RSK im einzelnen diskutiert. Dabei schlug die RSK eine Reihe technischer Verbesserungen vor. Die in dem Bericht geäußerten sicherheitstechnischen Sachaussagen der Behörde stehen in Einklang mit den Auffassungen der RSK. Im einzelnen werden folgende Feststellungen getroffen:

1. Änderung des Betriebshandbuchs, Änderung der Betriebsorganisation, Fachkunde und Qualifikation des verantwortlichen Betriebspersonals

Das Betriebshandbuch wurde auf Basis der KTA-Regel 1201 (Fassung 2.78) überarbeitet. Die RSK nimmt zustimmend zur Kenntnis, daß die erforderlichen Maßnahmen zur Erkennung und Begrenzung kleiner Leckagen in einem speziellen Kapitel zusammengefaßt wurden.

Das Kernkraftwerk wird direkt dem Vqfstand der Hamburgischen Electricitäts-Werke AG unterstellt. Die Fachbereichsebene des Kraftwerks wurde in die Funktionen Produktion, Technik und Überwachung neu gegliedert. Die Führungslinien sind gestrafft.

Die RSK hat gegen die vorgelegte Betriebsorganisation keine Bedenken.

Die RSK sieht aufgrund der geänderten Personalstruktur, die im Einklang steht mit der Regelanforderung der „Richtlinie für die Fachkunde des verantwortlichen Kernkraftwerkspersonals“ (BfM, Stand Mai 1979), keinen Anlaß zu Bedenken gegen Qualifikation und Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals.

2. Maßnahmen zum Erkennen und Begrenzen von Leckagen im Maschinenhaus oder Reaktorgebäude.

Gegenüber dem Stand vom 18. Juni 1978 wird zukünftig bei Überschreitung eines Überdruckgrenzwertes von 5 mbar im Maschinenhaus oder im Reaktorgebäude oder durch das Öffnen mindestens einer Maschinenhausdachklappe automatisch und sofort die Reaktorschnellabschaltung und der Frischdampfleitungsabschluß ausgelöst. Der Ansprechdruck der Entlastungskappen liegt mit 7 - 10 mbar oberhalb des Ansprechdrucks der Drucküberwachung. Die Dämpfung der Messung des Maschinenhausüberdrucks ist dahingehend verbessert, daß Fehlanregungen durch atmosphärische Druckschwankungen vermieden werden. Der Eintritt des Öffnens der Maschinenhausdachklappen wird durch das Reaktorschutzsystem erfaßt, die Dauer des Öffnens wird dokumentiert.

Die diversitäre Meßwerterfassung und unverzügliche Auslösung der Schutzaktionen stehen im Einklang mit den Anforderungen der KTA-Regel 3501 und den RSK-Leitlinien.

Die RSK sieht damit ihre in der 138. Sitzung aufgestellte Forderung zur Ertüchtigung der Erfassung des Maschinenhausdrucks als erfüllt an.

Das Prinzip der Druckmessung im Maschinenhaus und Reaktorgebäude zur Anregung der Schutzaktionen Reaktorschnellabschaltung und Durchdringungsabschluß-Frischdampfleitung setzt voraus, daß im Anforderungsfall ein für den Aufbau des Überdrucks ausreichender Gebäudeabschluß gegeben ist.

Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß das Außentor und die Außentüren des Maschinenhauses und Reaktorgebäudes grundsätzlich während des Reaktorbetriebs verschlossen gehalten werden. Falls das Außentor geöffnet wird, sind die Verbindungstüren und Klappen zur Gleisdurchfahrt geschlossen zu halten, damit eine Schleuswirkung aufrechterhalten bleibt. Die Einzelheiten zur Sicherstellung der Schleuswirkung der Gleisdurchfahrt sind administrativ befriedigend geregelt.

Entscheidend zur Gewährleistung der Sicherheit der Umgebung vor unzulässigen radiologischen Belastungen ist nach Ansicht der RSK, daß bei Störfällen mit Druckaufbau im Maschinenhaus durch die Reaktorschnellabschaltung und den unverzüglichen Frischdampfleitungsabschluß das Aktivitätsinventar im Maschinenhaus und damit eine mögliche Freisetzung radioaktiver Stoffe über geöffnete Dachklappen begrenzt ist.

Die RSK hat sich anhand neuer Berechnungen des Gutachters davon überzeugt, daß die höchstmögliche Strahlenbelastung in der Umgebung der Anlage bei störfallbedingter Abgabe über die Maschinenhausdachöffnungen weit unterhalb zulässiger Grenzwerte gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV liegt.

Durch die Kenntnis des Druckverlaufs im Maschinenhaus und der Öffnungszeiten der Dachklappen wird in Verbindung mit der gegenüber dem Stand vor dem 18. Juni 1978 verbesserten Messung der Aktivitätskonzentration im Maschinenhaus eine hinreichend genaue Aussage über die durch die Maschinenhausdachklappen freigesetzte Aktivität ermöglicht. Eine Instrumentierung aller Maschinenhausdachklappen ist nicht erforderlich.

3. Maßnahmen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit bei der Erfassung, Dokumentation und Sicherung von Störfalldaten.

Zukünftig werden zwei Schutztafelrechner und zwei Prozeßrechner für die Verarbeitung und Dokumentation der binären Anlagedaten eingesetzt. Jeder Rechner hat zwei Ausgabekanäle. An jedem Ausgabekanal ist mindestens ein Magnetbandkassettenspeicher und ein Drucker angeschlossen. Die analogen Größen des Reaktorschutzsystems werden durch Schreiber in der neuerstellten Reaktorschutztafel erfaßt. Der Ausfall von Rechnern wird akustisch und optisch gemeldet. Bei Ausfall eines Prozeßrechners wird automatisch auf den zweiten, gleichwertigen Rechner umgeschaltet. Auch bei einem Ausfall beider Prozeßrechner bleibt die Erfassung und Dokumentation von Meldungen aus dem Reaktorschutzsystem weitgehend erhalten. Magnetbänder mit Störfalldaten werden erst dann überschrieben bzw. gelöscht, wenn die Daten anderweitig für einen zur Aufklärung des Störfalles angemessenen Zeitraum dauerhaft festgehalten sind.

Die Art und Auswahl der erfaßten und dokumentierten Größen sowie deren Sicherung gewährleisten eine ausreichende Aufklärung von Störfällen.

4. Maßnahmen, um Aktivitätsabgaben zu verhindern bzw. so gering wie möglich zu halten.

Zur Verminderung der Aktivitätsabgaben wurden vom Betreiber verschiedene Maßnahmen vorgeschlagen, die von einer Änderung von Systemfahrweisen bis zu technischen Änderungen an Systemen und Komponenten reichen. Die Maßnahmen lassen nach Beurteilung durch den Gutachter eine Verringerung der Aktivitätsabgaben erwarten. Durch eine geänderte Fahrweise ist insbesondere der notwendigen Vorsorge zur Vermeidung von Brennelementschäden beim zukünftigen Betrieb Rechnung getragen.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die vorgeschlagenen Maßnahmen.

Eine Quantifizierung der Abgabeverringerung ist erst nach Wiederaufnahme des Betriebs möglich. Die RSK bittet, über die Erfahrungen informiert zu werden.

5. Reparaturmaßnahmen an Blindstutzen.

Die RSK nimmt die mit dem Gutachter abgestimmte Neukonstruktion des abgerissenen Fönstutzens zustimmend zur Kenntnis. Sie nimmt zur Kenntnis, daß Stutzen gleicher Bauart, bei denen aufgrund ihrer Lage und Belastung ähnliche Schäden auftreten könnten, ebenfalls geändert werden.

6. Ertüchtigungsmaßnahmen an den Rohrleitungssystemen der Druckführenden Umschließung.

Im Einvernehmen mit den Gutachtern wurden und werden Ertüchtigungsmaßnahmen am Speisewasser-, Frischdampf-, Hilfsdampf-, Einspeise- und Entlastungssystem durchgeführt. Bis zum vorgesehenen Austausch der angesprochenen Leitungen und Armaturen im Jahr 1981 sind an ausgewählten statisch und dynamisch beanspruchten Bereichen Dehnungsmessungen vorgesehen. Daneben sind Bauteilversuche beabsichtigt.

Die RSK hat aufgrund der Ergebnisse der zerstörungsfreien Prüfungen, der metallografischen Untersuchungen, der durchgeführten Reparaturen und der vorgesehenen betriebsbegleitenden Messungen und Versuche keine Bedenken gegen den befristeten Weiterbetrieb der Leitungen und Armaturen der genannten Systeme.

Die RSK bittet, über die Ergebnisse der betriebsbegleitenden Untersuchungen informiert zu werden.

Darüber hinaus weist die RSK darauf hin, daß der Austausch der Rohrleitungen sinngemäß nach dem Konzept der Rahmenspezifikation Basissicherheit (RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Januar 1979) durchzuführen ist. Durch entsprechende konstruktive Maßnahmen (z. B. Schweißnähte nur an zugänglichen Stellen, Begrenzung der Zahl von Ausschlagsicherungen) ist für die wiederkehrende Prüfung die uneingeschränkte Prüfbarkeit zu gewährleisten.

7. Sicherheit des Reaktorschutzsystems gegen unzulässige Eingriffe

Gegenüber dem Stand vor dem 18. Juni 1978 sind technische Veränderungen realisiert, die als zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen gegen unzulässige Handeingriffe dienen. Ergänzend zu den technischen Vorkehrungen treten neue administrative Regelungen hinzu.

Zusätzlich zu den bereits durchgeführten werden vom Gutachter weitere Absicherungsmaßnahmen vorgeschlagen. Sie umfassen schaltungstechnische Verriegelungen, Meldungen und Dokumentationen von Eingriffen oder deren Auswirkungen, innerbetriebliche Vorkehrungen und Aufsicht durch die Genehmigungsbehörde.

Nach Feststellung des Gutachters kommen administrative Absicherungen grundsätzlich nur dann zur Anwendung, wenn der Ersatz der administrativen Schutzmaßnahme durch eine technische Vorkehrung nicht zweckmäßig oder sinnvoll ist.

Nach Ansicht der RSK ist unter dieser Voraussetzung und bei Realisierung der vom Gutachter zusätzlich vorgeschlagenen Maßnahmen eine ausreichende Absicherung des Reaktorschutzsystems gegen unzulässige Eingriffe gegeben.

8. Verfahrenstechnische Auslegung des Reaktorschutzsystems, Beherrschbarkeit von Störfällen

Die Überprüfung der zur Auslegung des Reaktorschutzsystems in Betracht gezogenen Störereignisse, Schutzziele und Schutzaktionen sowie der dabei verwendeten Anzeigerkriterien und Grenzwerte hat einvernehmlich mit der Behörde und dem Gutachter ergeben, daß das Reaktorschutzsystem geeignet ist, in Verbindung mit den übrigen Einrichtungen des Sicherheitssystems die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch Störfälle sicherzustellen.

9. Maßnahmen zur Ertüchtigung von Meßeinrichtungen im Bereich des Strahlenschutzes

Zur Ertüchtigung von Meßeinrichtungen im Bereich des Strahlenschutzes sind vom Betreiber verschiedene Maßnahmen vorgesehen.

Beispielsweise seien genannt:

- Zur direkten Erfassung von abgegebenen Aktivitätsmengen (z. B. Edelgase, Jod) werden zukünftig die Meßwerte der Aktivitätskonzentration und des Kaminfortluftdurchsatzes über Rechenschaltungen verknüpft.
- Maßnahmen zur Kalibrierung und Stabilisierung des Nulleffektes der Edelgasmeßstelle sind eingeleitet.

Es ist vorgesehen, in den Abluftstrang des Maschinenhauses eine Instrumentierung zur Überwachung der Aerosol-, Jod- und Edelgasaktivität einzubauen. Es ist sichergestellt, daß bei Abstellen der Belüftung des Maschinenhauses wegen der Unterdruckhaltung immer Abluft durch diesen Abluftstrang geführt wird (da eine Abgabe über die mit Filtern ausgerüstete Spülluftanlage möglich ist), so daß auch dann die Aktivitätskonzentration der Maschinenhausabluft überwacht werden kann. Die Absaugstellen des Abluftstranges liegen im Zuluftbereich der Dachklappen, so daß auch für den Fall, daß es im Verlauf eines Störfalles zu Aktivitätsfreisetzungen über die möglicherweise geöffneten Druckentlastungsklappen des Maschinenhauses kommt, mittels der beschriebenen Instrumentierung stets repräsentative Messungen möglich sind.

Zur Vermeidung von Kondensationen in der Bypassleitung und Stichleitungen von und zu den Aktivitätsüberwachungsgeräten der Kaminmeßstelle wird am Beginn des Bypassleitungssystems das Rohr beheizt. Durch diese Beheizung wird die Luft im System erwärmt und damit sichergestellt, daß selbst bei dem durch Störfälle verursachten ungünstigsten Luftzustand im Kamin (76°C, 100% rel. Feuchte) durch Untersättigung des Mediums grundsätzlich keine Kondensation auftreten kann. Die einzige Ausnahme, eine vorübergehende Taupunktunterschreitung während der Aufheizzeit, kann bei schlagartigem Anstieg der Fortlufttemperatur auftreten. In dieser Zeit, bis das Medium wieder untersättigt ist, sind realistische Messungen dennoch gewährleistet, da mit einer wesentlichen Verfälschung der Meßergebnisse bei den bilanzierenden Geräten infolge der ständigen Beheizung der Filterpatronen nicht gerechnet werden muß.

Die in der 138. Sitzung aufgestellten Forderungen zur Ertüchtigung von Meßeinrichtungen im Bereich des Strahlenschutzes werden als erfüllt angesehen.

2. 300 MWe-THTR-Prototyp-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300)

Errichtung der Anlagenteile

- Primärkühlgasgebläse
- Dampferzeugeranlage
- Dampferzeuger-Leckagekontrolle (Feuchtemessung)

1. Primärkühlgasgebläse

Die Kühlgasgebläse des Primärkreislaufs des THTR-300 haben die Aufgabe, das Primärkühlmittel Helium im Betrieb und bei Störfällen umzuwälzen. Die sicherheitstechnische Bedeutung der Kühlgasgebläse liegt primär in ihrer Funktion für die Notkühlung des Reaktorkerns bei verschiedenen Störfällen und Einwirkungen von außen. Die RSK hat zur Frage der Notkühlung auf ihrer 121. Sitzung am 16. Februar 1977 (BAnz. Nr. 124 vom 8. Juli 1977) eine Empfehlung abgegeben. Sie hat sich in mehreren weiteren Sitzungen nach vorbereitenden Beratungen im RSK-UA HOCHTEMPERATURREAKTOREN mit der Auslegung und Qualitätssicherung der Kühlgasgebläse befaßt. Der Gutachter wurde zu den Beratungen zugezogen und der Antragsteller angehört. Die RSK faßt die Ergebnisse der Beratungen wie folgt zusammen:

Die Kühlgasgebläse sind in der vorgesehenen Auslegung unter der Voraussetzung der Erfüllung der Auflagenempfehlungen (Gutachtensbedingungen und Anforderungen) des Gutachters geeignet, ihre sicherheitstechnischen Aufgaben zu erfüllen. Dies gilt auch für die Auslegung der Ölversorgung der Kühlgasgebläse.

Die technischen Prüf- und Abnahmebedingungen entsprechen nach Ansicht des Gutachters den Anforderungen. Grundsätzlich werden nur bewährte und zugelassene Werkstoffe verwendet. Nur an den Werkstoff 22 CrMo 44, aus dem die Durchflußbegrenzungswand (DFBW) der Kühlgasgebläse gefertigt ist, mußten besondere Anforderungen gestellt werden, um den sicherheitstechnischen Aufgaben dieser Bauteile gerecht zu werden.

Als ein wichtiges, die Auslegung bestimmendes Ereignis wurde das Gebläseversagen unterstellt. Der Gutachter hat die zur Beherrschung dieses Störfalles zu erbringenden Nachweise spezifiziert.

Die Funktionsfähigkeit der Kühlgasgebläse wurde auf einem Versuchsstand bei verschiedenen Betriebszuständen und für den Druckentlastungsstörfall nachgewiesen.

Die Überprüfung der Nachweise, daß die Kühlgasgebläse nach einer längeren Unterbrechung (3—5 h) wieder in Betrieb genommen werden können, ist noch nicht abgeschlossen. Nach Ansicht des Gutachters wird es erforderlich werden, die Lagerolumwälzung innerhalb eines Zeitraums von weniger als einer Stunde wieder in Betrieb zu nehmen. Er hält dies jedoch bei den zu unterstellenden Störfällen für möglich.

Die Anforderungen an die Redundanz werden erfüllt, da für alle Störfälle und zu unterstellende Einwirkungen von außen höchstens 2 Dampferzeuger-Gebläseeinheiten benötigt werden. Daher wird bei allen diesen Anforderungsfällen der Ausfall eines Kühlgasgebläses (Einzelfehler) beherrscht. Die entsprechenden Bestimmungen der „Planungsgrundlagen für die Errichtung des THTR-300“, denen die RSK zugestimmt hat, werden erfüllt.

Die RSK hält die Zurückstellung einzelner Nachweise, höchstens jedoch bis zur Inbetriebnahme des THTR-300, für zulässig, da die Erfüllbarkeit der Auflagen vom Gutachter bestätigt wurde. Sie bittet im Rahmen ihrer Beratungen zur Inbetriebnahme des THTR-300 um eine Information durch den Gutachter über die Erfüllung der Auflagen und die Ergebnisse der Prüfungen. Vor der Inbetriebnahme muß festgestellt werden, nach welchem Lastkollektiv die Kühlgasgebläse oder Gebläseteile ausgetauscht werden müssen. Der Gutachter hat die Vorgehensweise zur Bestimmung von Austauschzeitpunkten für die Kühlgasgebläse festgelegt. Die RSK hat keine Bedenken gegen die Errichtung der Kühlgasgebläse.

2. Dampferzeugeranlage

Die RSK hat über die Werkstofffragen der Dampferzeuger und der anschließenden Rohrleitungen des Wasser-Dampf-Kreislaufs bis zur ersten Absperrarmatur beraten. Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die vom Gutachter und ihr geforderten werkstoffspezifischen Anforderungen und Maßnahmen erfüllt bzw. durchgeführt werden. Sie hat daher keine Bedenken gegen die Errichtung der Dampferzeugeranlage einschließlich der Rohrleitungen bis zur ersten Absperrarmatur (siehe auch 149. RSK-Sitzung am 17. Oktober 1979 — BAnz. Nr. 42 vom 29. Februar 1980).

3. Dampferzeuger-Leckagekontrolle

Das Dampferzeuger-Leckagekontrollsystem hat die Aufgabe, den Feuchtegehalt des Primärgases (He) und Dampf- oder Wasserleckagen in den Dampferzeugern zu erfassen. Bei einer Leckage muß durch Schutzaktionen die in den Primärkreis übertretende Wassermenge begrenzt werden, damit im Reaktor kein gravierender Korrosionsschaden und unzulässiger Druck entstehen. Die diversitäre Anregung der hierfür erforderlichen Schutzaktionen erfolgt über die Drucküberwachung des Primärkreises.

Die Leckagekontrolle erfolgt bei jedem der sechs Dampferzeuger durch eine dreikanalige Feuchtemessung. Die Meßwerte werden vom Reaktorschutzsystem in einer 2 v 3-Auswahlschaltung verarbeitet. Das Austösesignal der Auswahlschaltung führt zum sekundärseitigen Absperrn des zugehörigen Dampferzeugers. Zusätzlich wird durch eine Erstsinal-Auswahlschaltung im Reaktorschutzsystem verhindert, daß ein Steuerbefehl zur Absperrung eines weiteren Dampferzeugers entstehen kann, wenn in mehreren Dampferzeugern die Feuchtegrenzwerte gleichzeitig oder nacheinander erreicht werden.

Die Funktion des Leckagekontrollsystems ist nach den Aussagen des Gutachters im normalen Betrieb und beim Anfahren der Anlage gewährleistet, ohne daß Reaktorschutzauslösesignale verzögert oder manuell überbrückt werden müssen. Für das Trocknen des Reaktorkerns nach Leckagen werden besondere Fahrprogramme festgelegt.

Die RSK stellt fest, daß die erforderlichen elektrischen Einrichtungen, die Feuchtefühler und die zugehörigen Kühl- und Hilfssysteme eine aufwendige Meßeinrichtung darstellen, deren Funktion nur bei laufendem Kühlgasgebläse und geöffnetem Gebläseabsperrorgan möglich ist. Eine ausreichende Zuverlässigkeit des Leckagekontrollsystems soll durch Eignungsprüfungen vor der Inbetriebnahme und wiederkehrende Prüfungen während des Betriebs nachgewiesen bzw. erhalten werden. Die Eignungsprüfung ist noch nicht vollständig abgeschlossen. Die bisherigen Ergebnisse sind nach den Feststellungen des Gutachters zufriedenstellend. Nach den vorliegenden Zwischenergebnissen erwartet der Gutachter auch ein befriedigendes Gesamtergebnis.

Die RSK kommt auf Grund ihrer Beratung zu dem Ergebnis, daß im Anforderungsfall die Verfügbarkeit des Leckagekontrollsystems — im Vergleich zu anderen Meßeinrichtungen des Reaktorschutzsystems — möglicherweise geringer sein kann.

Sie hält dies bei dieser Anlage für vertretbar. Dabei berücksichtigt sie, daß eine Leckage zusätzlich durch die Drucküberwachung des Reaktordruckbehälters erkannt wird und selbst bei einer hypothetisch großen Leckage durch den Bruch aller Heizrohre eines Dampferzeugers mit gleichzeitigem Versagen der Feuchtemessung der sich aufbauende Druck beherrscht wird (149. RSK-Sitzung am 17. Oktober 1979).

Als Ergebnis ihrer Beratung stellt die RSK fest, daß sie gegen das vorgesehene Dampferzeuger-Leckagekontrollsystem keine Bedenken hat.

Sie hält es aber für erforderlich, die Erfahrungen mit diesem System nach einer halbjährlichen Betriebszeit zu überprüfen. Sie bittet, über das Ergebnis informiert zu werden.

BAZ Nr. 123 vom 09.07.1980

153. Sitzung am 20.02.1980

1. Abluftfilterung des Reaktorhilfsanlagengebäudes der in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren

Der Unterausschuß SPALTPRODUKTURCKHALTUNG der RSK beriet auf mehreren Sitzungen über die Möglichkeiten der Verschleppung radioaktiver Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter ins Reaktorhilfsanlagengebäude durch primärkühlmittelführende Betriebssysteme bei den in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren. Weiterhin wurde überprüft, inwieweit in den potentiell aktivitätsführenden Raumbereichen eine gerichtete Strömungsführung und Abluftreinigung durch Filtersysteme gewährleistet sein muß. Die Überprüfung war notwendig geworden, nachdem die Auswertung des Störfalles im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island 2 (TMI-2) gezeigt hatte, daß primärkühlmittelführende Systeme im Hilfsanlagengebäude die maßgeblichen Kontaminationsquellen waren.

Die RSK faßt die Beratungsergebnisse wie folgt zusammen:

Für die in der Bundesrepublik betriebenen Druckwasserreaktoren sind keine unkontrollierten Spaltproduktverschleppungen in das Reaktorhilfsanlagengebäude wie bei dem TMI-2-Störfall zu erwarten, da bei der in deutschen Druckwasserreaktoren angewandten Systemtechnik im Gegensatz zu den in den USA betriebenen Reaktoren die primärkühlmittelführenden Systeme im Hilfsanlagengebäude von denen im Sicherheitsbehälter und Ringraum abgetrennt sind. Lediglich das betriebliche Probenahmesystem wird im Laufe eines Störfalles zu Analyse Zwecken benötigt.

Bei kleinen Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters (die vom Volumenregelsystem überspeist werden) wird allerdings bisher ohne Aktivitätsmessung das Sumpfwasser bei ansteigendem Wasserstand automatisch über das Signal „Niveau hoch“ in die Sammelbehälter im Hilfsanlagengebäude übergepumpt, wobei radioaktive Stoffe übertragen werden können.

Die RSK empfiehlt, die Maßnahmen zur Sumpfabsaugung über Handsteuerung einzuleiten, nachdem eine Überprüfung der Aktivitätsverhältnisse im Sicherheitsbehälter die Unbedenklichkeit des Überpumpens angezeigt hat. Die Sammelbehälter für das Sumpfwasser sind als geschlossene Systeme auszulegen, die über Filtersysteme kontrolliert zu entlüften sind.

Die Abluft des Heißlabors und der Probenahmeboxen soll zusätzlich zur Schwebstofffilterung über Aktivkohlefilter geführt werden, um die Umgebungsbelastung weiter zu reduzieren, die durch eventuell in den Primärwasserproben enthaltenes Radiojod auftreten könnte.

Die RSK empfiehlt, die Wiederholungsprüfungen der Not- und Nachkühlsysteme, die hierbei aus betriebstechnischen Gründen nicht bei Betriebstemperatur, sondern nur bei 30° C betrieben werden, in bestimmten Abständen zumindest mit

dem Betriebsdruck durchzuführen, um eine zuverlässigere Aussage über die Leckdichtigkeit dieser Systeme zu erhalten, zumal keine Methoden zur Verfügung stehen, die Langzeitdichtigkeit dieser Systeme im Anforderungsfall zu überprüfen, da sie nach einem Störfall u. U. mit aktivem und eventuell stark verschmutztem Primärwasser beaufschlagt werden.

Weiter hält es die RSK für erforderlich, soweit möglich die Lüftungsanlagen im Hilfsanlagengebäude im Hinblick auf Arbeiten zur Störfallfolgenbeseitigung ertüchtigen zu lassen. Dazu sollte in Raumbereichen mit erhöhtem Aktivitätsgehalt eine gerichtete Strömungsführung durch eine Schwebstoff-Aktivkohle-Filtereinheit und eine anschließende Fortluftabgabe über den Kamin eingestellt werden können.

Die RSK schlägt daher vor zu überprüfen, inwieweit an die Leitungen zu den Schwebstoff-Filtern, die in den in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren im Hilfsanlagengebäude vorhanden sind, Anschlüsse für eine Abzweileitung zu einer mobilen Jodfilter-Einheit installiert werden können. Die Filtereinheit sollte als transportable Einheit beim kerntechnischen Hilfszug stationiert werden. Als ergänzende Maßnahme sollte dort ein ausreichender Vorrat an imprägnierter Aktivkohle zur Radiojodabscheidung gelagert werden, um Engpässe zu vermeiden.

2. Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems (Katalytischer Rekombinator) in die Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren Philippsburg 1 (KKP 1) und Brunsbüttel (KKB)

Auf ihrer 128. Sitzung am 23. November 1977 empfahl die RSK Termine für den Einbau von katalytischen Rekombinatoren in drei Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor:

Philippsburg 1	— 1980
Brunsbüttel	— 1981
Isar	— 1981

Da bis zum jetzigen Zeitpunkt weder ein Konzept- noch Errichtungsgutachten zum Rekombinatorensystem für das Kernkraftwerk Isar (KKI) vorliegt, wird die RSK hierzu gesondert Stellung nehmen.

Die RSK hat gegen die Errichtung und den Betrieb des für KKP 1 und KKB vorgeschlagenen Wasserstoff-Abbau-Systems keine sicherheitstechnischen Bedenken, wenn vor Erteilung der Betriebsgenehmigung die Erfüllung folgender Anforderungen nachgewiesen ist:

- Bei einer postulierten Freisetzung nach einem Kühlmittelverluststörfall von 5% der im Reaktorkern enthaltenen flüchtigen Feststoffe (z. B. Cs, Te, Ru) muß der Katalysator seine spezifizierte Wirksamkeit behalten. Dabei können die nachgewiesenen Adsorptions-, Auswasch- und Ablagerungseffekte im Sicherheitsbehälter berücksichtigt werden.
- In einem Abnahmeversuch soll am ersten Rekombinatorensystem die Funktionstüchtigkeit (Auslegungswerte einschließlich Wirkungsgrad der Wasserstoffrekombination) und die Betriebszuverlässigkeit nachgewiesen werden. Die Versuchsparameter und die Zeitskala sind mit dem Gutachter abzustimmen.
- Zwischen Sicherheitsbehälter und den Rekombinationssträngen soll eine Flamm Sperre eingebaut werden.
- Um die Verschleppung von Aktivität erkennen und rechtzeitig unterbinden zu können, sind auf der Druckseite der Kompressoren Einrichtungen zur Leckageüberwachung vorzusehen.
- Das Aufpumpen des Sicherheitsbehälters als Planungsmaßnahme entfällt. Die Anweisungen im Betriebsbandbuch sollen geändert werden und eindeutig bestimmen, wann und unter welchen Bedingungen die vorhandenen Ringspaltabsaugesysteme zum Aufpumpen als diversitäre, redundante Maßnahme zur Reduktion der H₂-Konzentration betrieben werden dürfen.

BAZ Nr. 173 vom 17.09.1980

155. Sitzung am 23.04.1980

Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen für in der Errichtung befindliche Druckwasserreaktoren

Die RSK diskutierte auf mehreren Sitzungen über die Möglichkeit, die in ihren Leitlinien für Druckwasserreaktoren (2. Ausgabe, 24. Januar 1979) festgeschriebenen Grundsätze für Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen in Druckwasserreaktoren auch auf die gegenwärtig in der Errichtung befindlichen Druckwasserreaktoren Grafenrheinfeld, Grohnde, Mülheim-Kärlich, Philippsburg 2 und Brokdorf auszudehnen und vergleichbare Maßnahmen für die in Betrieb befindlichen Anlagen zu fordern. Nach Abschluß ihrer Beratungen empfiehlt die RSK für die in der Errichtung befindlichen Anlagen, daß die in den RSK-Leitlinien, Kapitel 23, festgelegten Anforderungen an ein Überwachungssystem zur Bestimmung der Bildung und Verteilung von Wasserstoff nach Störfällen uneingeschränkt zu erfüllen sind. Ebenso muß, wie dort niedergeschrieben, ein Durchmischungssystem die Ausbildung von lokalen zündfähigen Wasserstoffkonzentrationen in der Sicherheitsbehälteratmosphäre zuverlässig verhindern. Für das Wasserstoff-Abbau-System, mit dem die Ausbildung einer integralen zündfähigen Wasserstoffkonzentration verhindert sowie in der Nachstörfallphase eine Verminderung der Wasserstoffkonzentration erreicht werden soll, empfiehlt die RSK folgende Grundsätze, die gleichzeitig eine Technische Detaillierung der in den RSK-Leitlinien, Kapitel 23 (4), festgeschriebenen Grundanforderungen darstellen:

1. In Druckwasserreaktoren sind am Sicherheitsbehälter geeignete Anschlußmöglichkeiten für einen Störfallrekombinator vorzusehen. Diese Anforderung gilt auch als erfüllt, wenn ein Wasserstoff-Abbau-System, das bei einem Störfall eingesetzt werden kann, fest installiert ist.
2. Von den Betreibern der Reaktoren ist dafür Sorge zu tragen, daß bei einem Störfall der rechtzeitige und zuverlässige Einsatz von Rekombinatoren gewährleistet ist.
3. Der Durchsatz des Rekombinators ist so zu bemessen, daß die integrale Wasserstoffkonzentration bei maximaler Vorbelastung durch Wasserstoff aus der Zr-H₂O-Reaktion gemäß RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren stets unter der Zündgrenze von 4 Vol.-% bleibt. Bei Verwendung eines außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten Rekombinators ist hierzu eine Kapazität von etwa 100 m³h⁻¹ erforderlich.

4. Die Auslegung des Störfallrekombinators hat so zu erfolgen, daß seine zuverlässige Verfügbarkeit und Funktion gewährleistet ist, auch unter den Bedingungen, die zum Zeitpunkt der notwendigen Einschaltung innerhalb des Sicherheitsbehälters herrschen. Durch den Gutachter ist zu überprüfen, daß die unter konservativen Randbedingungen ermittelte Spaltproduktbelastung des Rekombinators durch luftgetragene Halogene und flüchtige Feststoffe und die daraus resultierende Wärmetönung im Rekombinator den Störfallbetrieb unter radiologischen und sicherheitstechnischen Gesichtspunkten nicht unzulässig beeinträchtigen.
5. Für den Störfallrekombinator sind vom Gutachter Abnahmetests zu spezifizieren, die vor Erteilung der Betriebsgenehmigung vom Rekombinator im Sinne einer Typprüfung erfüllt werden müssen. Das Wasserstoff-Abbau-System ist in der erforderlichen Dichtheit auszuführen.
6. Der Aufstellungsort des Störfallrekombinators soll im Hinblick auf die Möglichkeit, daß nach Störfällen u. U. erhebliche Aktivitäten aus dem Sicherheitsbehälter heraus in den Rekombinator-Strang verlagert werden, so nah, wie von der Zugänglichkeit her möglich, am Sicherheitsbehälter liegen. Der Aufstellungsort und die Zu- und Ableitungen sind ferner über Aerosol- und Jodfilter zu entlüften, um unzulässige radioaktive Freisetzungen über eventuelle Leckagen zu vermeiden und entsprechend abzuschirmen.

Die RSK hat festgestellt, daß das von der Kraftwerk-Union für die in der Errichtung befindlichen Druckwasserreaktoren Grohnde, Grafenrheinfeld und Philippsburg 2 sowie für das Kernkraftwerk Brokdorf, für welches die 1. Teilerrichtungs-genehmigung vorliegt, vorgeschlagene Konzept mit diesen allgemeinen Grundsätzen vereinbar ist. Dieses sieht vor, das im betrieblichen Abgassystem vorhandene Rekombinationsteil soweit zu ertüchtigen, daß es bei einem Störfall zum Wasserstoffabbau eingesetzt werden kann. Die RSK hat daher keine grundsätzlichen sicherheitstechnischen Bedenken gegen die Realisierung dieses Lösungsvorschlags. Sie empfiehlt, den Konzeptvorschlag der BBR für das in der Errichtung befindliche Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich dahingehend zu überprüfen, ob zum einen die Länge der im Ringraum verlegten Rohrtrassen der Zu- und Ableitungen reduziert und zum anderen der Aufstellungsort des Rekombinators näher an den Sicherheitsbehälter gelegt werden kann. Dies erscheint notwendig, da beim Betrieb des Störfallrekombinators langfristig erhebliche Spaltproduktmengen durch das System transportiert würden, die möglichst kurze Wege durch das Hilfsanlagegebäude erforderlich machen.

BAZ Nr. 173 vom 17.09.1980

156. Sitzung am 21.05.1980

Kernkraftwerk Brunsbüttel

Befristeter Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter

Der RSK lag zu ihrer 155. Sitzung am 23. April 1980 ein Antrag des Betreibers des Kernkraftwerks Brunsbüttel vor, die Schnellabschaltbehälter bis zum Anbringen des vorgesehenen Splitterschutzes für diese Behälter zum Zeitpunkt des nächsten Brennelementwechsels weiterbetreiben zu dürfen.

Die RSK hatte auf ihrer 105. Sitzung am 25. Juni 1975 festgestellt, daß die hier vorhandenen Schnellabschaltbehälter nur für einen befristeten Betrieb von drei bis fünf Jahren belassen werden sollten. Statt eines Behältertauschs war vom Betreiber 1978 als gleichwertige Maßnahme das Umgeben der Schnellabschaltbehälter mit einer Splitterschutzkonstruktion vorgeschlagen worden. Diesem Konzept hatte die RSK auf ihrer 142. Sitzung am 21. Februar 1979 zugestimmt.

Auf Grund des Antrages des Betreibers beriet die RSK auf ihrer 155. Sitzung am 23. April 1980 und auf der 156. Sitzung am 21. Mai 1980 die Frage, ob gegen den Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter des Kernkraftwerks Brunsbüttel bis zum Ausstatten der Behälter mit einer Splitterschutzkonstruktion zum Zeitpunkt des nächsten Brennelementwechsels sicherheitstechnische Bedenken bestehen.

Die RSK diskutierte die ihr vorliegende gutachterliche Stellungnahme zu den Schnellabschaltbehältern des Kernkraftwerks Brunsbüttel. Diese Stellungnahme kommt insgesamt zu dem Ergebnis, daß auf Grund der durchgeführten Untersuchungen, der zerstörungsfreien Prüfungen und der Druckprüfung nach dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik keine Bedenken gegen den zeitlich befristeten Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter bis Ende 1982 bestehen.

Der Sachverständige erklärte, daß bei den zerstörungsfreien Prüfungen keine Vergrößerung von früher aufgefundenen Fehlern, insbesondere von Ribbildungen und sonstigen Trennungen in der Wärmeeinflusszone, auch nicht nach der bei 1,4-fachem Auslegungsdruck und ausreichend geringer Prüf-temperatur vorgenommenen Druckprobe, festgestellt wurde. An einem Originalbehälter durchgeführte Versuche mit Innendruckschwellbeanspruchung bestätigten die Konstanz der Anzeigen über die Fehlergrößen und geben keinen Anlaß zu Bedenken. Die Schnellabschaltbehälter bestehen aus einem Stahl mit relativ hoher Übergangstemperatur und niedrigen Kerbschlagzähigkeitswerten in der Hochlage. An Versuchs-stücken aus einem vergleichbaren Stahl wurde inzwischen bei Raumtemperatur ein Bruchzähigkeitswert von 2000 N/mm^{3/2} festgestellt, womit der seinerzeit zugrunde gelegte Wert von 1600 N/mm^{3/2} als konservativ bestätigt werden konnte. Die Schweißnähte an diesen Versuchsstücken sind unter ungünstigen Bedingungen hergestellt worden und zeigten demzufolge auch Relaxationsribbildung. Schließlich wird darauf hin-

gewiesen, daß die Schnellabschaltbehälter wegen der langen Stillstandszeit des Kernkraftwerks Brunsbüttel nicht mit dem dieser Zeit entsprechenden Belastungskollektiv beaufschlagt wurden. Nach Mitteilung des Sachverständigen sind keinerlei Anzeichen einer Stillstandskorrosion festgestellt worden.

Die RSK wurde darüber unterrichtet, daß man bei der Anwendung des Prüfplans für die wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen an den Schnellabschaltbehältern des Kernkraftwerks Brunsbüttel bis zum jetzigen Zeitpunkt die effektive Betriebszeit zugrunde gelegt hat. Um das Bild vom Zustand der vorliegenden Schnellabschaltbehälter des Kernkraftwerks Brunsbüttel zu vervollständigen, hielt es die RSK auf ihrer 155. Sitzung am 23. April 1980 für erforderlich, daß die Schnellabschaltbehälter noch vor Wiederaufnahme des Betriebs mit der verlängerten Frist den restlichen, gemäß Plan zum vollständigen Vierjahreszyklus gehörenden zerstörungsfreien Prüfungen unterzogen werden.

Auf ihrer 156. Sitzung am 21. Mai 1980 wurde die RSK über die Ergebnisse dieser ergänzenden wiederkehrenden Prüfungen unterrichtet. Danach ergaben die Ultraschallprüfungen an den Längsnähten (6 Behälter, Prüfung von innen und außen) und an den Einschweißnähten der Wasseraustrittsstutzen (3 Behälter, Prüfung von außen) keine Befunde außerhalb des seinerzeit für die Basisprüfung festgelegten Toleranzbereiches.

Der RSK wurde bestätigt, daß die wiederkehrenden Prüfungen für den befristeten Betrieb gemäß dem Prüfkonzept ihrer Stellungnahme aus der 123. Sitzung am 20. April 1977 durchgeführt worden sind.

Die RSK schließt sich der Aussage der Gutachter an und hält für die Zeit des befristeten Weiterbetriebs der Schnellabschaltbehälter bis zum Anbringen der Splitterschutzkonstruktion zum Zeitpunkt des nächsten Brennelementwechsels die Genehmigungsvoraussetzungen des § 7 Abs. 2 Nr. 3 des Atomgesetzes für erfüllt, wonach die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb des Kernkraftwerks getroffen sein muß. Sie berücksichtigt bei ihrer Beurteilung auch die an anderen Druckbehälterwerkstoffen gemessenen bruchmechanischen Kenndaten im Sinne einer konservativen statistischen Absicherung des seinerzeit für die Schnellabschaltbehälter zugrundegelegten Wertes. Allerdings hebt sie, wegen der sich aus diesem Wert ergebenden kleinen zulässigen Rißgrößen, erneut die Bedeutung der zerstörungsfreien Prüfung in Verbindung mit der Druckprüfung für den befristeten Betrieb der Schnellabschaltbehälter hervor. Die RSK hält es für erforderlich, daß bis zur Montage des Splitterschutzes die Prüfparameter und der Prüfplan für die zukünftig durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen der Schnellabschaltbehälter des Kernkraftwerks Brunsbüttel zwischen den Beteiligten abgestimmt werden und das Ergebnis der RSK vorgelegt wird. Soweit dieser Plan zur Berücksichtigung der Splitterschutzkonstruktion wesentliche Änderungen der bisher angewendeten Prüfparameter vorsehen muß, hält die RSK es für erforderlich, daß eine hierfür zugeschnittene weitere Basisprüfung bis zur Wiederinbetriebnahme mit Splitterschutzkonstruktion durchgeführt und sie über das Ergebnis unterrichtet wird.

BAZ Nr. 55 vom 20.03.1981

159. Sitzung am 15.10.1980

Kernkraftwerk Brokdorf Sicherheitskonzept

Die RSK hatte in ihrer 108. Sitzung am 12. November 1975 zum Standort und zum Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks Brokdorf positiv Stellung genommen.

In ihrer 157. Sitzung am 25. Juni 1980 hat sie überprüft, ob das Konzept und ob der für den Sicherheitsbehälter zur Anwendung kommende Stahl Aldur 50/65 D den derzeitigen Sicherheitsanforderungen genügt.

1. Die Beratungen der RSK haben ergeben, daß die Anlagenplanung seit 1975 neueren sicherheitstechnischen Überlegungen jeweils angepaßt wurde.

So wurden im einzelnen die

- Empfehlungen der RSK zu sicherheitstechnischen Fragestellungen zum KWU-Druckwasserreaktor 1300 MWe, Dezember 1976,
- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, Januar 1979,
- Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke,
- Auswertung des Störfalls im Kernkraftwerk Three Mile Island und
- RSK-Beratungen zu Möglichkeiten für die weitere Reduktion des Risikos von Druckwasserreaktoren berücksichtigt.

2. Die RSK hatte bereits auf ihrer 118. Sitzung am 10. November 1976 über die Eignung des wasservergüteten unlegierten Feinkornbaustahls Aldur 50/65 D für den Sicherheitsbehälter Brokdorf beraten und keine grundsätzlichen Einwände erhoben. Eine abschließende Stellungnahme wurde seinerzeit noch nicht abgegeben, da die Werkstoffbegutachtung noch nicht in allen Punkten vervollständigt war.

Der Sachverständige berichtete der RSK zusammenfassend über die Ergebnisse der Untersuchungen des für den Reaktorsicherheitsbehälter Brokdorf vorgesehenen Stahls Aldur 50/65 D und über den Erfüllungsstand der RSK-Leitlinien, 2. Ausgabe, für den Sicherheitsbehälter. Er hob hervor, daß es sich beim Stahl Aldur 50/65 D um einen vergüteten hochfesten Feinkornbaustahl handelt, der seine Festigkeitseigenschaften im Gegensatz zu den hochfesten normalisierten Feinkornbaustählen nicht den karbid- oder karbonitridbildenden Elementen, sondern der Vergütung verdankt und daher nicht in gleichem Maße wie bei den hochfesten normalisierten Feinkornbaustählen das von diesen her bekannte, insbesondere durch die Ausscheidungen im Überhitzungsbereich der Wärmeeinflußzonen von Schweißnähten bedingte Verarbeitungsrisiko besteht.

Wegen der außerordentlich niedrigen NDT-Temperaturen und des in Großplattenversuchen nachgewiesenen günstigen Traglastverhaltens bis zu tiefen Temperaturen sind nach Auffassung der RSK die gegenüber den Festlegungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, vorliegenden höheren Nennspannungen in der glatten Schale und die geringeren Kerbschlagarbeitswerte in Querrichtung — bei gleichzeitiger Erfüllung der Anforderungen in Längsrichtung — unbedenklich.

In ihrer 159. Sitzung am 15. Oktober 1980 wurde die RSK davon unterrichtet, daß derartige Segmente nur in der ungestörten glatten Schale im einbetonierten Bereich Verwendung finden werden. Für alle anderen Zonen kommen nur solche Segmente zum Einsatz, welche die Zähigkeitsanforderungen der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, auch in Querrichtung voll erfüllen. Dies wird erreicht durch eine Auswahl aus den bis jetzt bereitliegenden Segmenten und Ersatz der ausgesonderten Segmente durch Neufertigung.

Die Spannungen in den gestörten Bereichen des Reaktorsicherheitsbehälters liegen unter den von den RSK-Leitlinien hierfür festgelegten Grenzwerten. Für den ungestörten Bereich gelten noch die früheren Festlegungen bei höheren Grenzwerten.

Zusammenfassend hält der Sachverständige den Werkstoff Aldur 50/65 D in der vorliegenden Form für den Sicherheitsbehälter des Kernkraftwerks Brokdorf für geeignet und hat keine Einwände gegen die Art der Spannungsabsicherung.

Die RSK stimmt auf Grund der vorliegenden Ergebnisse der Werkstoffbegutachtung der Verwendung des Stahls Aldur 50/65 D für den Sicherheitsbehälter des Kernkraftwerks Brokdorf zu und stellt fest, daß damit das Konzept des Reaktorsicherheitsbehälters dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

Ihr Urteil gründet sich u. a. darauf, daß bei diesem unlegierten Feinkornbaustahl nicht — wie bei den hochfesten normalisierten Feinkornbaustählen — mit einer durch Karbid- oder Karbonitridausscheidung bedingten Versprödung zu rechnen ist, niedrigere NDT-Temperaturen bei oder unter —25 Grad Celsius vorliegen und eine günstige Schweißseignung gegeben ist und der Sicherheitsbehälter aus dem Stahl Aldur 50/65 D die Anforderungen gemäß RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, sinngemäß erfüllt. Die RSK hält die höheren Grenzwerte für die Spannungen in den ungestörten Bereichen für vertretbar. Sie berücksichtigt hierbei auch die in diesen Bereichen gegebene besonders gute Prüfbarkeit der Schweißnähte mittels zerstörungsfreier Verfahren. Die RSK stellt fest, daß sie keine Bedenken gegen die Verwendung des Stahls Aldur 50/65 D für den Sicherheitsbehälter dieses Kernkraftwerks hat.

3. Der BMI hat weiterhin der RSK die Frage gestellt, ob aus Unterlagen anderer zur Zeit geplanter Anlagen im Vergleich zu Brokdorf wesentliche sicherheitstechnische Verbesserungen erkennbar sind.

Nach Prüfung der ihr vorliegenden Unterlagen stellt die RSK fest, daß andere zur Zeit geplante KWU-Druckwasserreaktoren gegenüber dem für Brokdorf vorgesehenen Konzept vornehmlich betriebliche Vorteile bieten. Aus diesen Unterlagen lassen sich keine Änderungen ableiten, die zu zusätzlichen sicherheitstechnischen Forderungen der RSK zum Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks Brokdorf führen.

Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß die für das derzeitige Planungsstadium des Kernkraftwerks Brokdorf relevanten BMI-Richtlinien erfüllt werden.

4. Die RSK beriet außerdem über die Bewertung der in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ abgeschätzten Kernschmelzhäufigkeit im Zusammenhang mit den systemtechnischen Unterschieden zwischen den 1300 MWe KWU-Druckwasserreaktoren und der Referenzanlage der Deutschen Risikostudie.

Sie stellt fest, daß die systemtechnischen Unterschiede zwischen dem Kernkraftwerk Brokdorf und der Referenzanlage der Deutschen Risikostudie eine weitere Risikoreduktion gegenüber den Ergebnissen der Deutschen Risikostudie bewirken.

Auf Grund der oben getroffenen Feststellungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Errichtung des Kernkraftwerks Brokdorf nach dem diskutierten Sicherheitskonzept.

BAZ Nr. 57 vom 24.03.1981

160. Sitzung am 12.11.1980

300 MWe-THTR-Prototypkernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300)

Einrichtungen zur Regelung und Abschaltung des Kernreaktors

Der Unterausschuß Hochtemperaturreaktoren und die RSK haben in mehreren Sitzungen die Abschaltssysteme des THTR-300 behandelt und sicherheitstechnische Fragen diskutiert. Der RSK lagen neben den Unterlagen des Antragstellers die Gutachten der TUV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West vor. Für den THTR-300 sind ein Reflektorstabsystem (36 Stäbe) und ein Corestabsystem (42 Stäbe) vorgesehen.

Das Reflektorstabsystem dient als Schnellabschaltssystem und zur Regelung des Kernreaktors. Zur Erfüllung dieser Funktionen ist das Reflektorstabsystem in 6 Reflektorstabgruppen aufgeteilt. Es ist sichergestellt, daß der zur Schnellabschaltung benötigte Teil der Reflektorstäbe nicht zur Regelung benutzt zu werden braucht. Die Reflektorstäbe werden bei Regelvorgängen durch je einen Wechselstrommotor, der über eine Kette mit dem Stab verbunden ist, verfahren. Bei einer Schnellabschaltung fallen die Reflektorstäbe infolge einer Unterbrechung der Spannungsversorgung des Motors durch ihr Eigengewicht ein.

Das Corestabsystem hat die Funktion eines 2. Abschalt-systems. Es ist allein in der Lage, den Reaktor aus jedem Betriebszustand heraus abzuschalten und im kalten Betriebszustand beliebig lange unterkritisch zu halten. Die Corestäbe sind mit einem Langhubkolben- und einem Kurzhubkolbenantrieb ausgestattet.

Beide Systeme erfüllen das Einzelfehlerkriterium.

Die RSK ist der Ansicht, daß diese Abschaltssysteme die Abschaltung des THTR-300 aus dem Normalbetrieb und bei Störfällen gewährleisten und das relevante Sicherheitskriterium (Kriterium 5.3 der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, BMI *) 21.10.1977) erfüllen. Sie sieht insbesondere das Schnellabschaltssystem (Reflektorstäbe), das durch die Wirkung der Schwerkraft (fail-safe-Schaltung) angetrieben wird, als sehr zuverlässig an. Frühere Bedenken gegen die Funktionssicherheit der Corestäbe, die frei in den Kugelhaufen einfahren, konnten durch die Ergebnisse zahlreicher Versuchsreihen ausgeräumt werden. Die RSK stimmt daher dem Wegfall der in einem früheren Planungsstand vorgesehenen Vorrichtung zur Bortrifluorid (BF₃)-Einspeisung zu, insbesondere auch deswegen, weil BF₃ die Corephysik durch unkontrollierbare Absorptionseffekte verändern würde. Außerdem würde BF₃ als toxisches Gas bei störfallbedingter Freisetzung eine Gefährdung für das Personal darstellen und die Zugänglichkeit zu Teilen der Anlage möglicherweise behindern.

Die Fragen der Konstruktion, der Festigkeit und der Werkstoffe wurden vom Gutachter unter Berücksichtigung von Störfallbedingungen und Einwirkungen von außen eingehend geprüft. Alterungseffekte durch dynamische und thermische Belastungen sowie durch Bestrahlung werden untersucht und sind schon jetzt, soweit erforderlich, experimentell abgesichert. In einem begleitenden Bestrahlungsprogramm werden die Langzeiteffekte fortlaufend ermittelt. Die RSK stimmt auf der Grundlage der Ergebnisse der gutachterlichen Prüfung der Konstruktion und Ausführung der Abschaltssysteme zu.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Errichtung des Core- und Reflektorstabsystems des THTR-300.

*) Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 21. Oktober 1977 (BAZ Nr. 119 vom 3. November 1977)

BAZ Nr. 64 vom 02.04.1981

161. Sitzung am 17.12.1980

1.

**Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems
(Katalytischer Rekombinator)****In das Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor Isar I**

Auf ihrer 128. Sitzung am 23. November 1977 empfahl die RSK Termine für den Einbau von katalytischen Rekombinatoren in drei Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor:

Philippsburg 1 (KKP 1) — 1980
 Brunsbüttel (KKB) — 1981
 Isar (KKI) — 1981

Auf ihrer 153. Sitzung am 20. Februar 1980 verabschiedete die RSK eine Empfehlung zum Einbau des Wasserstoff-Abbau-Systems in KKP 1 und KKB. Zum baugleichen System für KKI wiederholt die RSK daher ihre Empfehlung:

Die RSK hat gegen die Errichtung und den Betrieb des für KKI vorgeschlagenen Wasserstoff-Abbau-Systems keine sicherheitstechnischen Bedenken, wenn die Erfüllung folgender Anforderungen gesichert ist:

- Bei einer postulierten Freisetzung von 5% der im Reaktorkern enthaltenen flüchtigen Feststoffe (z. B. Cs, Te, Ru) nach einem Kühlmittelverluststörfall muß der Katalysator seine spezifizierte Wirksamkeit behalten. Dabei können die nachgewiesenen Adsorptions-, Auswasch- und Ablagerungseffekte im Sicherheitsbehälter berücksichtigt werden.
- In einem Abnahmeversuch soll am ersten in einem der drei Siedewasserreaktoren installierten Rekombinator-system die Funktionstüchtigkeit (Auslegungswerte einschließlich Wirkungsgrad der Wasserstoffrekombination) und die Betriebszuverlässigkeit nachgewiesen werden. Die Versuchsparameter und die Zeitskala sind mit dem Gutachter abzustimmen.
- Zwischen Sicherheitsbehälter und den Rekombinationssträngen soll eine zuverlässige Flamm Sperre vorhanden sein.
- Um die Verschleppung von Aktivität erkennen und rechtzeitig unterbinden zu können, sind auf der Druckseite der Kompressoren Einrichtungen zur Leckageüberwachung vorzusehen.
- Das Aufpumpen des Sicherheitsbehälters als Planungsmaßnahme entfällt. Die Anweisungen im Betriebshandbuch sollen geändert werden und eindeutig bestimmen, wann und unter welchen Bedingungen die vorhandenen Ringspaltabsaugesysteme zum Aufpumpen als diversitäre, redundante Maßnahme zur Reduktion der Wasserstoffkonzentration betrieben werden dürfen.

2.

**Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich — Sicherheitskonzept
Einführung**

Die RSK verabschiedete auf ihrer 90. Sitzung am 23. Januar 1974 eine Empfehlung zum Konzept des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich. Sie erklärte, daß aus ihrer Sicht keine Bedenken gegen die Erteilung der 1. Teilerrichtungsgenehmigung bestehen.

Da sich das nukleare Dampferzeugungssystem von bisher in der Bundesrepublik Deutschland genehmigten Kernkraftwerken unterscheidet, waren im Laufe des Genehmigungsverfahrens weitere Überprüfungen notwendig.

Im Laufe der RSK-Beratungen seit 1974, u. a. zum Konzept von KWU-Druckwasserreaktoren, hatten sich neue wesentliche Fragen für die Beurteilung der gestellten Sicherheitsanforderungen ergeben.

Im März 1978 wurde dem Anlagenlieferer (BBR) und dem Antragsteller des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich eine Liste mit diesen sicherheitstechnischen Fragestellungen für den BBR-Druckwasserreaktor übergeben.

Der RSK wurden daraufhin vom Anlagenlieferer und Antragsteller entsprechende Unterlagen vorgelegt. Die anschließenden Detaildiskussionen zu den einzelnen Fragestellungen waren in den RSK-Unterausschüssen gerade aufgenommen worden, als sich im März 1979 der Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island II (TMI) ereignete.

Dieser Störfall führte auch in der Bundesrepublik Deutschland zu einer umfassenden Überprüfung der an Kernkraftwerke gestellten Sicherheitsanforderungen. Dem Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich kam hierbei eine besondere Bedeutung zu, da das Verhalten des nuklearen Dampferzeugungssystems der Anlage in einigen Merkmalen mit dem im Kernkraftwerk Three Mile Island II verwirklichten Konzept vergleichbar ist. Die Diskussion über die Konsequenzen aus dem Störfall und über die sicherheitstechnischen Fragen der RSK, in denen wesentliche, im Zusammenhang mit dem Störfall relevante Punkte bereits angesprochen waren, wurden fortan gemeinsam, auch mit Zusatzfragen, die sich im Laufe der Diskussion ergaben, behandelt.

Im Dezember 1979 verabschiedete die RSK eine Stellungnahme, in der Möglichkeiten für eine weitere Reduzierung des bereits sehr geringen Risikos von Druckwasserreaktoren aufgezeigt werden. Es wurde überprüft, ob diese Möglichkeiten im Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich zusätzlich realisiert werden können.

Seit März 1978 befaßte sich die RSK mit dem Konzept und mit systemtechnischen Einzelheiten der Anlage Mülheim-Kärlich in 33 Sitzungen ihrer Unterausschüsse und in 14 RSK-Sitzungen. Dazu wurden Sachverständige hinzugezogen sowie der Antragsteller und der Anlagenlieferer angehört.

Im September 1980 diskutierte zusätzlich eine BMI-RSK-Delegation in den USA mit Vertretern der Nuclear Regulatory Commission (NRC), dem Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS), der Herstellerfirma Babcock & Wilcox (B&W) und der Tennessee Valley Authority, einem Betreiber von B&W-Druckwasserreaktoren, über Auslegungsgrundsätze sowie Erfahrungen aus dem Genehmigungsverfahren und dem Betrieb von B&W-Anlagen.

Im einzelnen wurden folgende Punkte angesprochen: Neue Erkenntnisse aus dem TMI-Störfall, Geradrohrdampferzeuger, Transientenanalyse, Störfallanalyse (kleine Lecks) und das Regelkonzept.

Die wesentlichen Ergebnisse der Beratungen in der RSK sind folgende:

1. Druckführende Umschließung

Das nukleare Dampferzeugungssystem hat zwei parallele Kühlmittelkreisläufe, die mit je einer heißen Hauptkühlmit-

tleitung vom Reaktordruckbehälter zu den beiden Dampferzeugern führen und über je zwei kalte Hauptkühlmittelleitungen, in denen jeweils eine Hauptkühlpumpe liegt, zum Reaktordruckbehälter zurückführen. Der Druckhalter ist über die Druckhalter-Ausgleichsleitung mit einer heißen Hauptkühlmittelleitung verbunden. Oberhalb der Dampferzeuger beschreiben die heißen Hauptkühlmittelleitungen einen Boden. Die Bögen sind die höchstgelegenen Stellen der Druckführenden Umschließung.

Die Dampferzeuger sind im System oberhalb der Kernoberkante angeordnet.

1.1 Reaktordruckbehälter

Die Schwerpunkte bei den RSK-Beratungen zum Reaktordruckbehälter waren Auslegung, Berechnung, Werkstoffwahl, Fertigung, Prüfbarkeit, Auslegungsleckgröße, Fahrtdiagramm einschließlich der Berücksichtigung der Möglichkeit einer Strahlensprödung und postulierter Notkühlfälle. Untersuchungen zur Prüfbarkeit des Reaktordruckbehälters, insbesondere der Bereiche der Einschweißnähte der durchgesteckten Hauptkühlmittelleitungen, der Engspaltschweißrundnähte einschließlich größerer Reparaturbereiche und des mit Kerninstrumentierungsstützen versehenen Reaktordruckbehälterbodens haben eine zufriedenstellende Prüfbarkeit gezeigt. Die RSK beabsichtigt, sich bei Vorliegen der Ergebnisse der Ultraschallbasisprüfung noch einmal mit diesem Thema zu befassen.

Bezüglich der langfristig zu erwartenden Überschreitung der in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, 1.79, auf 10^{18} begrenzten Neutronenfluss hat die RSK auf die Wichtigkeit der begleitenden Untersuchungen (Programme für Einhängepfropfen) und Forschungsprogramme hingewiesen.

Die Spannungsanalyse für repräsentative Stellen des Reaktordruckbehälters hat eine ausreichende Übereinstimmung zwischen den bei der Wasserdruckprüfung auf der Grundlage von Dehnungsmessungen ermittelten und den errechneten Spannungen ergeben.

Die Integrität der Instrumentierungsstützen am Reaktordruckbehälterboden ist auch für die der Auslegung zugrunde gelegten Störfälle nachgewiesen. In diesen Instrumentierungsstützen möglicherweise auftretende Schwingungen aus den anschließenden Instrumentierungsrohren sind durch konstruktive Maßnahmen begrenzt.

Die RSK ist der Auffassung, daß ein spontaner Bruch des Reaktordruckbehälters u. a. wegen der in Anbetracht der Begrenzung des Gehalts an Legierungs-, Begleit- und Spurenelementen als gesichert anzusehenden hohen Zähigkeit des verwendeten Stahl 22NiMoCr37 und der eingehenden Herstellungs- und Wiederholungsprüfungen und unter Berücksichtigung der besonderen Konstruktionsmerkmale des Reaktordruckbehälters ausgeschlossen werden kann. Da auch der gleichzeitige Abriß mehrerer Incore-Instrumentierungsrohre aufgrund der getroffenen Maßnahmen ausgeschlossen werden kann, ist ein der Auslegung der Notkühlung zugrundegelegter Leckquerschnitt von 20 cm^2 im Boden des Reaktordruckbehälters hinreichend konservativ.

Die Fahrtdiagramme, die u. a. auf einer bruchmechanischen Analyse nach ASME Code Section III App. G für den Zylinderbereich in der Höhe der Core-Mitte bei Neuzustand und am Ende der Lebensdauer (40 Jahre) beruhen, bestätigen, daß die gemäß ASME Code Section III berechneten Spannungsintensitätsfaktoren K_I für die betrachteten Transienten beim An- und Abfahren nicht nur für den Neuzustand des Reaktordruckbehälters, sondern auch für das Betriebszeitende unter den jeweiligen Referenzbruchzähigkeiten K_{IR} liegen.

Ein sicherer Abstand vom Sprödbruchbereich beim An- und Abfahren wird durch die vorgesehene Fahrweise erreicht und z. B. bei Kühlmitteltemperaturen unter 140°C durch die Herabsetzung des Ansprechwertes des Druckhalter-Abblaseventils auf 37,5 bar und des Druckhaltersprühventils auf 35,2 bar sichergestellt.

Die RSK hält es längerfristig für sinnvoll, die Lastpfade zu überprüfen, da sie die unter sehr konservativen Randbedingungen ermittelten Lastpfade für den Kühlmittelverluststörfall im Vergleich zu den wahren Beanspruchungen für unrealistisch hält.

Sie stellt fest, daß ihre Fragen zum Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerks Mülheim-Klarlich zufriedenstellend beantwortet sind. Die RSK beabsichtigt, über die Ergebnisse der Basismessungen und über die Konservativitäten der Sprödbruchsicherheit bei Störfällen vor Inbetriebnahme zu beraten.

1.2 Druckhaltesystem

1.2.1 Ausführung des Druckhalters

Die Druckhalterinnenoberfläche ist nicht mit einem Schutz gegen eventuell auftretende Thermoschocks durch die Druckhaltersprüfung, z. B. mit einem Wärmeschutzhemd, versehen. Deshalb hält die RSK es für erforderlich, daß die Sprühkegeleinstellung nach dem Einbau nachprüfbar ist.

1.2.2 Führung der Druckhalter-Ausgleichsleitung

Die Länge der Druckhalter-Ausgleichsleitung beträgt 23 m. Die Leitung bindet waagrecht in den aufsteigenden Ast einer heißen Hauptkühlmittelleitung ein. Unterhalb des Druckhalters ist die Leitung als Syphon ausgebildet.

Im Zusammenhang mit dem TMI-Störfall diskutierte die RSK über die Zuverlässigkeit der Füllstandsanzeige des Druckhalters und über dynamische Vorgänge in der Leitung bei kleinen Lecks.

Bei rein statistischer Betrachtungsweise wäre die Füllstandsanzeige des Druckhalters nur dann repräsentativ für den Füllstand der Druckführenden Umschließung, wenn am jeweils höchsten Punkt der Kühlmittelkreisläufe, den oberen Rohrbögen der heißen Hauptkühlmittelleitungen, je ein Druckhalter mit stetig ansteigender Ausgleichsleitung angeschlossen würde.

Unabhängig von der Ausbildung der Ausgleichsleitung und ihres Anschlusses an die Hauptkühlmittelleitung kann der Druckhalter-Füllstand dann eine zuverlässige Information über den Füllstand der Druckführenden Umschließung liefern, wenn das Primärkühlmittel unterkühlt ist.

Auf Grund dieses Sachverhaltes wurde zusätzlich zur Druckhalter-Füllstandsanzeige eine Anzeige von Sättigungsbedingungen im Primärkühlmittel und eine zusätzliche Füllstandsanzeige der Druckführenden Umschließung zur Information des Operateurs gefordert (vgl. Nummer 9.1 und 9.5).

Der Hersteller hat nachgewiesen, daß nach dem Auftreten eines kleinen Lecks bis zum Erreichen des Naturumlaufs die Ausgleichsleitung dauernd mit Wasser gefüllt bleibt.

Da die Führung der Ausgleichsleitung auch für die Ergebnisse der Analysen kleiner Lecks keine Bedeutung hat, hat die RSK gegen die Leitungsführung keine Bedenken.

1.2.3 Druckhalterabblaseventil/Vorabsperung des Druckhalterabblaseventils

Der Hersteller wurde von der RSK aufgefordert, Vorschläge zur weiteren Systemverbesserung zu machen, die zu einer Reduzierung der Ansprechhäufigkeit des Abblaseventils führen. Daraufhin wurden folgende Auslegungsänderungen vorgesehen:

- Erniedrigung des Ansprechwertes des Druckhaltersprühsystems,
 - Erhöhung der Druckhaltersprührate,
 - schnellere Ansteuerung der Turbinenumleitstation,
 - Verkürzung der Stellzeit der Turbinenumleitventile.
- Danach führen nur noch die Transienten
- Ausfall der Hauptwärmesenke
 - Notstromfall

zum Ansprechen des Druckhalterabblaseventils.

Die Stellungsüberwachung erfolgt durch eine Druckdifferenzmessung über eine Lochblende, die dem Ventil nachgeschaltet ist. Damit liegt eine direkte Information über die Durchströmung des Ventils vor.

Das Absperrventil vor dem Abblaseventil wird geschlossen, wenn eines der fünf Reaktorschutzkriterien für einen Kühlmittelverlustörfall ansteht oder bei niedrigem Primärkühlmitteldruck das Abblaseventil durchströmt wird. Die letztgenannte Anregung wurde als Konsequenz aus dem TMI-Störfall vorgesehen.

Das Abblaseventil und das Absperrventil sind notstromversorgt.

Die RSK hat keine Bedenken gegen die vorgesehene Lösung.

1.3 Dampferzeuger

Die beiden Dampferzeuger sind senkrecht stehende Geradrohr-Wärmetauscher, die mit Zwangsdurchlauf im Gegenstrom arbeiten. Der erzeugte Dampf wird im Dampferzeuger überhitzt. Der Dampferzeuger besteht aus dem zylindrischen Mantel, den beiden an den Mantel angeschweißten Rohrböden, der oberen Eintrittskammer mit dem Eintrittsstutzen für das Primärkühlmittel und der unteren Austrittskammer mit den beiden Primärkühlmittelaustrittsstutzen.

Das in beiden Rohrböden eingeschweißte Heizrohrbündel ist von einem Führungsmantel umgeben.

Im unteren Teil des Dampferzeugers befinden sich zwei Speisewassereintrittsstutzen, ein Hilfsspeisewassereintrittsstutzen und zwei Dampfaustrittsstutzen.

Im Betrieb stellen sich im Rohrbündelbereich vier Wärmeübergangszonen ein, die je nach Lastzustand unterschiedliche Heizflächen beanspruchen.

Diese Bereiche sind der unterkühlte Bereich (Vorwärmung), der Bereich des Blasensiedens und des Filmsiedens (Verdampfung) und der Überhitzungsbereich. Mit abnehmender Last nimmt die Überhitzerfläche zu. Das sekundärseitige Inventar der Dampferzeuger beträgt bei Vollast je 21 t.

Bei Bespeisen der Dampferzeuger mit dem Notspisewassersystem wird das Inventar zwischen 28 t und 30 t geregelt, bei Bespeisung mit dem Notstandskühlsystem zwischen 12 t und 14 t.

Die Dampferzeuger können sich rasch an Lastanforderungen anpassen.

Untersuchungen zur Integrität der Dampferzeugerheizrohre haben gezeigt, daß die Heizrohrbelastung durch die Auffüllung eines ausgedampften Dampferzeugers bei Noteinspeisung mit kaltem Wasser innerhalb der zugelassenen Werte liegen.

Die RSK sieht die Fragen zur wiederkehrenden Prüfbarkeit ausreichend beantwortet, wird sich aber mit der Prüfbarkeit bis zur Inbetriebnahme noch eingehender befassen.

1.4 Verhinderung von Leckagen zwischen Hochdruck- und Niederdrucksystemen

Grundsätzlich sind alle Verbindungen zwischen Hochdruck- und Niederdrucksystemen durch zwei hintereinandergeschaltete Schrägsitzrückschlagventile (Not- und Nachkühlsysteme) oder zwei hintereinandergeschaltete Absperrarmaturen gesichert.

Die Rückschlagarmaturen werden in 4-Wochen-Abständen auf ordnungsgemäßes Öffnen und Schließen geprüft. Fernbetätigte Absperrarmaturen werden durch eindeutige Kriterien gegen fehlerhaftes Öffnen verriegelt.

Die Niederdrucksysteme sind gegen den durch Leckagen an den Sitzen der Armaturen maximal entstehenden Druckanstieg durch Sicherheitsventile geschützt.

Das Leckageüberwachungssystem wird zur Zeit begutachtet. Die RSK wird über die Ergebnisse informiert werden.

2. Qualität von Äußeren Systemen

2.1 Großbehälter der Äußeren Systeme

Die RSK hält die Qualität der Großbehälter der Äußeren Systeme, wie Speisewasserbehälter, Kernflutbehälter, Abblasebehälter, Wasserabscheider und Hochdruckvorwärmer, für ausreichend. Die Behälter erfüllen sinngemäß die Anforderungen der RSK-Leitlinien, 1.79, Kap. 4.2. Bei Speisewasserbehälter, Kernflutbehälter und Abblasebehälter wurden neben der Verwendung optimierter Werkstoffe auch die Qualität verbessernde konstruktive Maßnahmen wie Grundkörperverstärkung im Bereich von Ausschnitten und Vermeidung von Kehlnähten an drucktragender Wandung durchgeführt.

2.2 Frischdampfrohrlösungen

Die RSK hat keine Bedenken gegen die Verwendung längshaftgeschweißter Rohre der Frischdampfleitungen aus dem Stahl WB 36, die hier auch infolge von Begrenzung der Stahlbegleiter Schwefel und Phosphor an ISO-V-Quer-Proben bei 0° C gemessene Kerbschlagarbeitswerte von im Mittel ca. 75 J (Mindestanforderung ≥ 31 J) aufweisen.

3. Sicherheitsbehälter

3.1 Qualität des Sicherheitsbehälters

Der Auslegung, Werkstoffwahl, Fertigung und Prüfung des Sicherheitsbehälters hat die RSK bereits auf ihrer 119. Sitzung am 15. Dezember 1976 zugestimmt.

3.2 Dichtheit des Sicherheitsbehälters

Die RSK sieht die in den RSK-Leitlinien, 1.79, Kapitel 5.5 niedergelegte Forderung nach dem für den späteren Betrieb repräsentativen Zustand des Sicherheitsbehälters zum Zeitpunkt der Leckratenprüfung durch die von der BBR vorgeschlagenen Maßnahmen als erfüllt an. Sie fordert jedoch ergänzend, daß für diejenigen Systeme ebenfalls eine Aussage über den Beitrag zur Gesamtleckage möglich sein muß, die nur indirekt mit der Sicherheitsbehälteratmosphäre in Verbindung stehen, weil sie zusätzlich zu den Sicherheitsbehälter-Abschlußarmaturen eine weitere geschlossene Absperrarmatur haben und betrieblich unter einem höheren Druck stehen als dem maximalen Störfalldruck. Hierzu erscheint es notwendig, diese Systeme, wie bei der Erstprüfung, bei Leckratenwiederholungsprüfungen druckentlastet zu halten oder aber, wenn dies aus sicherheitstechnischen Gründen nicht realisierbar ist (z. B. Feuerlöschsystem), diese Systeme einer separaten Leckratenprüfung zu unterziehen.

4. Dampferzeugerbespeisung bei Transienten und Störfällen

4.1 Notspeisewassersystem

Die Anlage Mülheim-Kärlich hat ein viersträngiges Notspeisewassersystem. Die Stränge arbeiten im geschlossenen Kreislauf.

Der in den Dampferzeugern erzeugte Frischdampf wird der Frischdampfleitung vor den äußeren Absperrarmaturen entnommen, im Druck reduziert, in den Notkondensatoren niedergeschlagen und über Kondensatvorangebehälter und Notspeisewasserpumpen den Dampferzeugern als Kondensat wieder zugeführt.

Die Einspeisung am Dampferzeuger erfolgt über einen Hilfseinspeisestutzen in einen Sprühiring zur Verteilung des Wassers auf die äußeren Dampferzeugerrohre. Der nicht sofort verdampfende Anteil strömt nach unten und weiter durch den Dampferzeuger wie bei Normalbetrieb. Die Regelung des Einspeisestromes erfolgt automatisch in Abhängigkeit vom Dampferzeuger Inventar.

Die Notkondensatoren werden über das Nukleare Zwischenkühlsystem gekühlt.

Alle Stränge des Notspeisewassersystems werden im Normalbetrieb der Reaktoranlage ständig betriebsbereit gehalten und wiederkehrend funktionsgeprüft.

Das Notspeisewassersystem übernimmt in folgenden Fällen die Wärmeabfuhr aus den Dampferzeugern

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
- Bruch einer Speisewasserleitung
- Ausfall der Hauptwärmesenke
- Kühlmittelverluststörfälle (kleine und mittlere Lecks)
- Notstromfall.

Aufgrund der Ergebnisse ihrer Beratungen ist die RSK der Meinung, daß das Notspeisewassersystem seine Aufgaben hinreichend zuverlässig erfüllt.

4.2 Notstandskühlsystem

Das Notstandskühlsystem hat bestimmungsgemäß die Aufgabe, nach Einwirkungen von außen automatisch und unabhängig von anderen Betriebs- und Sicherheitseinrichtungen die Nachwärmeabfuhr sicherzustellen und die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen und zu halten. Darüber hinaus sollen langfristig über das Notstandskühlsystem Temperatur und Druck des Systems abgesenkt werden können.

Zusätzlich kann es bei anderen Störfällen zur Verbesserung der Gesamtverfügbarkeit verschiedener Einspeisefunktionen herangezogen werden, z. B. derjenigen des Notspeisewassersystems.

Wenn in die Dampferzeuger Notspeisewasser eingespeist werden muß, so wird zuerst das Notspeisewassersystem angeregt. Die Anregung des Notstandskühlsystems erfolgt durch verzögerte Signale. Diese Verzögerung ermöglicht, die Wirksamkeit des Notspeisewassersystems abzuwarten. Bei einem etwaigen Ausfall des Notspeisewassersystems übernimmt das Notstandskühlsystem dessen Funktion.

Auf Grund ihrer Beratungen ist die RSK der Meinung, daß das Notstandskühlsystem seine bestimmungsgemäßen Aufgaben nach Einwirkungen von außen wirksam erfüllt. Sie stellt fest, daß das System außerdem geeignet ist, die Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmeabfuhr zu erhöhen.

5. Integriertes Blockregelsystem (IBS)

Das IBS hält im Lastbereich von 15 bis 100% die mittlere Kühlmitteltemperatur (Primärkreislauf) und den Frischdampfdruck vor der Turbine konstant. Es besteht im wesentlichen aus den Teilsystemen:

- Blocksollwertführung und Leitsysteme
- Reaktorregelung
- Dampferzeugerregelung
- Turbinenregelung
- Umleitregelung.

Im Normalfall wird der Sollwert für die Reaktor-, Dampferzeuger- und Turbinenregelung vom Leitsystem vorgegeben. Bei Störungen sollen Querbegrenzungen ein unterschiedliches Leistungsniveau zwischen Reaktor und Dampferzeuger verhindern. Innerhalb der Teilsysteme sind weitere Begrenzungseinrichtungen vorhanden, um z. B. den Dampferzeuger oder die Turbine vor unzulässigen Belastungen zu schützen.

Die Regelteilsysteme werden abschnittsweise durch Überwachungskanäle kontrolliert. Die Überwachungskanäle sind parallel, aber unabhängig zu den Betriebskanälen aufgebaut. Wird beim ständigen Vergleich der parallelen Kanäle die zulässige Abweichung überschritten, so erfolgt durch die nächstgelegene „Hand-Automatik-Station“ eine Umschaltung des Regelsystems auf Nachlaufbetrieb. Der letzte Sollwert vor der Umschaltung wird von der betroffenen „Hand-Automatik-Station“ festgehalten. Die gesamte Regelung richtet sich dann nach diesem Festwert.

Ergebnisse des Anlagenlieferers über die bisher in den USA auf Hybridrechnern durchgeführten Simulationen von Betriebstransienten und die Beschreibung der dabei verwendeten Programme lagen der RSK vor. Diese Ergebnisse zeigen ein zufriedenstellendes Verhalten der nachgebildeten Anlage und eine hinreichend gute Übereinstimmung mit Meßergebnissen für vergleichbare Betriebstransienten in ausgeführten Anlagen.

Unter Verwendung der Simulationsergebnisse zum dynamischen Anlagenvergleich wurde eine Ausfalleffektanalyse durchgeführt. Dabei wurde jeweils ein Eingangssignal für das IBS als fehlerhaft angenommen. Als Fehler wurde der technisch mögliche minimale und maximale Signalwert unterstellt. Zwischenwerte und Fehlerkombinationen wurden nicht betrachtet. Nach den vorgelegten Untersuchungsergebnissen werden nur bei einigen wenigen Signalfehlern Schutzmaßnahmen erforderlich. Die Beherrschbarkeit der Fehlerauswirkungen ist nach den vorgelegten Unterlagen für jeden Einzelfall im Rahmen der Störfallanalyse nachgewiesen. Die RSK hält es für erforderlich, durch geeignete Inbetriebnahmeversuche nachzuweisen, daß durch ein Fehlverhalten des Integrierten Blockregelsystems keine Störungen eingeleitet werden können, die zu sicherheitstechnisch unzulässigen Folgen führen. Für die Planung und Auswertung dieser Versuche ist eine detaillierte Analyse des Integrierten Blockregelsystems erforderlich.

6. Sicherheitssystem-Leichttechnik

Zu den Beratungen über die Sicherheitssystem-Leichttechnik lagen der RSK Berichte des Anlagenlieferers zur Auslegung des Reaktorschutzsystems und der daran anschließenden Steuerungen vor. Der Sachverständige legte seine Auffassung mündlich dar. Das schriftliche Gutachten wird voraussichtlich Anfang 1981 vorliegen. Die RSK beriet im einzelnen

- die Gerätetechnik für das Reaktorschutzsystem (Decotic-Schutzsystem),
- die Anregungen und Verknüpfungen im Reaktorschutzsystem,
- die meßtechnische Erfassung von Prozeßvariablen,
- das Auftreten und den Einfluß von statischen und dynamischen Meßfehlern im Normalbetrieb und bei einem Störfall,

- den Abstand der Grenzwerte von den betrieblichen Werten,
 - den Aufbau der Steuerungen und Schutzeinrichtungen,
 - die nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Schutzaktionen,
 - die Prüfbarkeit der Sicherheitssystem-Leittechnik,
 - die Erschwerung unzulässiger Eingriffe in das Reaktorschutzsystem,
 - die Überwachung der Schaltschränke,
 - die Stellungsüberwachung der Armaturen im Sicherheitssystem
- und verglich die Sicherheitssystem-Leittechnik mit den Anforderungen der KTA-Regel 3501 (Reaktorschutz) und der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1.79.

Zu den einzelnen Punkten stellt die RSK fest:

Die Eignungsprüfung für das Gerätesystem „Decontic“ ist nach der Aussage des Sachverständigen erfolgreich abgeschlossen. Dabei wurden auch die Effekte von Baugruppenausfällen analysiert. Die vollständige Ausfalleffektanalyse nach DIN 25448 wird nach Aussage des Sachverständigen vor der Errichtung der Sicherheitssystem-Leittechnik durchgeführt, sobald die verbindlichen Systemschaltpläne und Stromlaufpläne vorliegen.

Der Aufbau des Reaktorschutzsystems entspricht in Bezug auf die

- Diversität bei der Meßwerterfassung,
- Trennung und Unabhängigkeit der Redundanzgruppen,
- Arbeitsweise des Logikteils (dynamisch arbeitendes Magnetkernsystem)

prinzipiell dem üblichen Aufbau der Schutzsysteme bei Druckwasserreaktoren. Wie auch bei anderen in der Errichtung befindlichen Kernkraftwerken gibt es jedoch gewisse Modifikationen:

1. Das Reaktorschutzsystem für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich ist vom Grenzwertgeber bis zum Antriebssteuergerät für den Einzelantrieb dynamisch aufgebaut.
2. Durch einen zusätzlich dynamisch arbeitenden Prüfkanal wird jeder Einzelfehler im dynamischen System durch die Gefahrenmeldeanlage erfaßt und auf der Warte angezeigt.
3. Die Bildung der Auslösesignale und die Ansteuerung der aktiven Komponenten des Sicherheitssystems erfolgt insbesondere bei einem Kühlmittelverluststörfall und bei sekundärseitigen Störfällen in einzelnen Bereichen direkter als bei den in Betrieb befindlichen Anlagen.

Die Störfallanalyse ist durchgeführt. Die Ergebnisse sind bereits berücksichtigt. Zusätzliche Auflagen zu den Anregungen und Verknüpfungen im Reaktorschutzsystem werden nach Aussage des Sachverständigen im Gutachten nicht vorgeschlagen werden.

Die Abstände zwischen den Grenzwerten des Reaktorschutzsystems und den betrieblich möglichen Prozeßwerten sind bzw. werden so gewählt, daß unnötiges Ansprechen der Grenzwertmelder während des Betriebs und bei Betriebstransienten hinreichend unwahrscheinlich ist.

Zur Meßtechnik und zu ggf. möglichen Meßfehlern wurden vom Sachverständigen umfangreiche Untersuchungen durchgeführt. Bedenken gegen die vorgesehene Ausführung bestehen nicht.

Der Aufbau der Steuerungen und der Schutzeinrichtungen für die aktiven Komponenten entspricht dem Stand der Technik bei anderen Druckwasserreaktoren. Die RSK verweist hierzu

- auf ihre Forderung, eine ausreichende Zuverlässigkeit der Schutzeinrichtungen zu gewährleisten und nachzuweisen,
- und auf die von ihr geforderten Untersuchungen
 - über mögliche Spannungsänderungen auf den Eigenbedarfsschienen nach einer Turbinenschnellabschaltung,
 - zur Unabhängigkeit der Netzanschlüsse bei Störungen im Verbundnetz unter Berücksichtigung des Blockschutzes,
 - über die max. möglichen Spannungsänderungen an den Klemmen von sicherheitstechnisch wichtigen elektrischen Verbrauchertypen innerhalb und außerhalb des Notstromsystems im Normalbetrieb und bei Einschalt- und Umschaltvorgängen in der Eigenbedarfsanlage und im Notstromsystem,
 - zur Anlaufsicherheit von sicherheitstechnisch wichtigen motorischen Antriebstoppen bei den im ungünstigsten Fall zu unterstellenden Bedingungen,
 - über die Zuverlässigkeit der Notstromversorgung in den Start- und Betriebsphasen der Diesel-Notstromaggregate,
 - über die Belastung der Notstromerzeugungsanlagen bei Funktions- und Wiederholungsprüfungen im Vergleich mit den möglichen Belastungen während eines Störfalles,
 - über die Zuverlässigkeit der Akkumulatoren- und Umformeranlagen im Notstromsystem,
 - zum Verhalten der elektrischen Einrichtungen des Sicherheitssystems bei einer Beschädigung des Schaltanlagengebäudes im Hinblick auf Fehlansprechungen von aktiven Sicherheitseinrichtungen, die die Wirksamkeit des Notstandsystems beeinflussen können.

Der Sachverständige wird in seinem Gutachten die für die Funktionssicherheit der Steuerungen relevanten Untersuchungsergebnisse darstellen.

Die RSK hat gegen die Anzahl der „nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Schutzaktionen“ und gegen die dafür vorgesehenen elektrischen Einrichtungen keine Bedenken. Die Aussage des Herstellers, daß eine Ausfallursache nur das Fehlverhalten einer Redundanz zur Folge haben kann, ist noch nachzuprüfen.

Die Prüfbarkeit der Sicherheitssystem-Leittechnik entspricht dem Stand der Technik bei anderen Anlagen. Entsprechend den vorher genannten Abweichungen beim Aufbau des Reaktorschutzsystems (Ziffern 1 und 2) wird ein größerer Teil des Systems automatisch überwacht.

Das Reaktorschutzsystem leitet bei einem Störfall die Gegenmaßnahmen automatisch ein. Handeingriffe sind nur erforderlich, um

- die Anlage an besondere Betriebszustände anzupassen, (z. B. Betrieb mit zwei der vier Hauptkühlmittelpumpen),
- Auslösespeicher zurückzusetzen,
- wiederkehrende Prüfungen durchzuführen,
- ggf. nach Ablauf der automatischen Gegenmaßnahmen weitergehende langfristige Maßnahmen durchführen zu können.

Fehler bei der Durchführung dieser Handeingriffe wirken sich entweder nur in der sicheren Richtung aus oder

werden durch geeignete Maßnahmen — vorrangig technischer Art — vermieden.

Die Stellung der fernbetätigten Armaturen und der Handarmaturen im Sicherheitssystem wird im erforderlichen Umfang überwacht. Falschstehende Armaturen und Störungen werden in der Warte angezeigt.

Motorbetätigte, vom Reaktorschutz angesteuerte Armaturen des Sicherheitssystems, die sich bei Störfalleintritt in Fehlstellung befinden, werden bei Störfalleintritt automatisch durch das Reaktorschutzsystem in die für die jeweilige Störfallsituation richtige Stellung verfahren. Zusätzlich zur Stellungsüberwachung werden einzelne Handarmaturen mit sicherheitstechnischer Bedeutung zur Sicherung gegen Fehlbedienung mit einer Feststellvorrichtung ausgerüstet.

Der Vergleich der Sicherheitssystem-Leittechnik mit den Anforderungen der KTA-Regel 3501 und der RSK-Leitlinien, 1.79, ergab keine Abweichungen.

Die RSK geht davon aus, daß sich bei der Fertigstellung der gutachterlichen Stellungnahme zur Sicherheitssystem-Leittechnik keine neuen Gesichtspunkte ergeben und die noch ausstehenden Untersuchungen und Nachweise mit einem befriedigenden Ergebnis abgeschlossen werden können.

Unter diesen Voraussetzungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Sicherheitssystem-Leittechnik für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich.

7. Betriebstransienten ohne und mit Ausfall des Schnellabschaltsystems

Die RSK beriet im einzelnen über die Belastung der Anlage bei Transienten und über die bei den Transienten auftretenden Drücke und Temperaturen im Reaktorkühlkreislauf und im Sekundärsystem. Sie hat sich dabei über die Eignung der Rechenprogramme, die zur Transientenanalyse verwendet wurden und die Modellierung des Geradrohrdampfzeugers in diesen Rechenmodellen informiert. Sie stellt folgendes fest:

7.1 Betriebstransienten

Bei Transienten, die zu einem stärkeren Anstieg des Druckes im Primärsystem führen, wie z. B. dem Ausfall der Hauptwärmesenke, ist sicherzustellen, daß im Fall des Öffnens des Abblaseventils der Reaktor schnell abgeschaltet wird. Auch bei schwächeren Betriebsstörungen, die gerade zum Ansprechen des Abblaseventils führen, ist sicherzustellen, daß das Ventil nicht über längere Zeit (max. Öffnungszeit insgesamt wesentlich kürzer als die Zeit bis zum Ansprechen der Berstscheibe des Abblasebehälters) offenbleibt, ohne daß es zu einer Schnellabschaltung des Reaktors kommt.

Die Schnellabschaltung soll aus diversitären Grenzwerten angeregt werden. D. h., es ist in jedem Fall sicherzustellen, daß im Falle des Offenbleibens des Abblaseventils und bei unterstelltem Versagen des Vorabsperrentils kein Kühlmittelverluststörfall bei laufendem Reaktor eintreten kann.

7.2 Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebstransienten (ATWS)

Der Anlagenlieferer legte Analysen der in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1.79, Kapitel 20, aufgelisteten Transienten vor. Bei den Analysen war das Versagen des Schnellabschaltsystems eine der vorgegebenen Randbedingungen. Die RSK fordert zusätzlich eine Analyse des vollständigen Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung unter der oben genannten Randbedingung. Die Ergebnisse wurden vorgelegt. Zu den Ergebnissen der Analysen nahm der Gutachter Stellung.

Die RSK stellt auf Grund der Analyseergebnisse fest, daß die Integrität des Primärkreises auch bei dem sehr unwahrscheinlichen Ausfall des Schnellabschaltsystems bei Betriebstransienten gewährleistet ist.

Die RSK geht dabei aus, daß Untersuchungen zur Funktionstüchtigkeit der Druckhalter-Sicherheitsventile bei Abblasen von heißem Druckwasser ergeben, daß die Ventile auch unter diesen Störfallbedingungen zuverlässig funktionieren.

8. Störfallbeherrschung

8.1 Kühlmittelverluststörfälle

8.1.1 Kleine Lecks im Primärsystem

Nach einem Störfall mit kleinem Leck stellt sich bei bestimmten Leckgrößen ohne Handmaßnahmen ein als „Boiler-Condenser-Betrieb“ bezeichneter Langzeitzustand ein, der durch Blasenieden im Reaktorkern und Kondensationskühlung im Dampfzeuger gekennzeichnet ist. Voraussetzung hierfür ist, daß die Ergänzung der Borwässervorräte gewährleistet ist.

Der Druck liegt zwischen 48 bar (Sekundärseite) und 128 bar (Nullförderhöhe der Hochdruck-Einspeisepumpen) und der Wasserstand oberhalb des sekundärseitigen Regelfüllstands (12m über der Kernoberkante). Es wird davon ausgegangen, daß die Wiederauffüllung des Primärsystems durch eine Dampfblase im oberen Krümmer der heißen Hauptkühlmitteleitung verhindert wird. Der Anlagenlieferer hat zur Erfüllung der RSK-Forderung, die Anlage möglichst schnell abzufahren, folgenden Weg der langfristigen Nachwärmeabfuhr vorgeschlagen:

Durch Öffnung der Entlüftungsleitungen an den höchsten Stellen der heißen Hauptkühlmitteleitungen (vgl. 9.2) können der dort angesammelte Dampf und eventuell vorhandene nicht kondensierbare Gase in den Abblasebehälter abgeleitet werden. Der Abströmquerschnitt genügt, um den Dampf aus der heißen Hauptkühlmitteleitung zu entfernen und einen Wasserspiegelanstieg ohne übermäßige Druckerhöhung zu ermöglichen. Ein Ansprechen der Berstscheiben des Abblasebehälters ist bei den zu unterstellenden Dampfmenngen nicht zu erwarten.

Wenn der Primärkreis wieder mit unterkühltem Wasser gefüllt ist, setzt unmittelbar ein einphasiger Naturumlauf ein, und die Nachwärme kann wie beim betrieblichen Abfahren kontinuierlich über die Dampfzeuger abgeführt werden.

Das Öffnen der Entlüftungsleitung wird durch den Operateur vorgenommen, falls er durch eindeutige Anzeigen einer ausreichenden Instrumentierung feststellt, daß sich das Primärkühlmittel unter hohem Druck in Sättigung befindet mit einer Dampfblase in der heißen Hauptkühlmitteleitung.

Erst nach Zustandekommen eines einphasigen Naturumlaufs sollen die Leitungen wieder geschlossen werden.

Ist eine kontinuierliche Wärmeabfuhr über die Dampfzeuger wieder gesichert, so folgt die Primärkreistemperatur der Sekundärkreistemperatur. Die Wärmeabfuhr erfolgt über die geschlossenen Notspeisewasserkreisläufe und das Nukleare Zwischenkühlssystem.

Um den Primärkreisdruck ebenfalls abzusenken, müssen die Hochdruck-Einspeisepumpen sukzessive abgeschaltet werden. Wesentliche Kriterien, bei deren Erfüllung der Operateur das Hochdruck-Einspeisewassersystem ausschalten darf, sind:

— mindestens eines der Signale zur Auslösung der Sicherheitsaktionen bei Kühlmittelverluststörfällen steht an,

- heiße Hauptkühlmittelleitung ist gefüllt,
- stabiler einphasiger Naturumlauf ist wiederhergestellt,
- ausreichende Unterkühlung des Primärkühlmittels ist sichergestellt.

Insbesondere muß die Primärkreistemperatur unterhalb 190° C, der zur Nullförderhöhe (13 bar) der Niederdruckpumpen gehörigen Sättigungstemperatur liegen. Sekundärseitig ist diese Temperatur frühestens nach drei Stunden erreicht. Dann kann die Druckhaltung nach Ausschalten der Hochdruck-Einspeisepumpen über das Niederdruck-Einspeisensystem oder durch Wiederinbetriebnahme des Druckhalters erfolgen.

Die Wärmeabfuhr erfolgt noch immer über die Dampferzeuger. Nach Absenken der Primärkreistemperatur auf unter 175° C und des Druckes auf unter 35 bar kann der Operateur einen Strang des Niederdrucksystems auf Nachkühlbetrieb umschalten. Das heißt, es wird dann Kühlmittel aus der heißen Hauptkühlmittelleitung entnommen und über den betreffenden Nachkühler und die Niederdruckpumpe in die kalten Hauptkühlmittelleitungen zurückgeführt. Bei diesem Kühlmodus werden die Dampferzeuger zur Wärmeabfuhr nicht mehr benötigt.

Dieser Kühlmodus ist auch beim betrieblichen Abfahren ab Temperaturen unterhalb von 150° C und einem Druck von 30 bar vorgesehen.

Die RSK befaßte sich eingehend mit den physikalischen Phänomenen bei Störfällen mit kleinem Leck.

Im einzelnen wurde über folgende Punkte beraten:

- Eignung der verwendeten Rechenprogramme für die Analyse kleiner Lecks,
- Naturumlaufverhalten der Anlage,
- Einfluß nichtkondensierbarer Gase auf die Störfallbeherrschung,
- Instrumentierung zur Anzeige des Zustandes des Primärkühlmittels,
- Kriterien und Zeitpunkte für die Einleitung von Handmaßnahmen,
- Einfluß einer fehlerhaft offenbleibenden Entlüftungsleitung.

Die RSK ist der Meinung, daß mit den im einzelnen diskutierten Maßnahmen Störfälle mit kleinen Lecks sicher beherrscht werden, und geht davon aus, daß die Wirksamkeit dieser Maßnahmen durch Ergebnisse von Experimenten erhärtet wird, die der Hersteller bis zur Inbetriebnahme vorlegen wird.

Über die Kriterien und den Zeitpunkt für Handmaßnahmen zur Einleitung der Entlüftung wird die RSK nach Vorliegen entsprechender gutachterlicher Aussagen im weiteren Verlauf des Genehmigungsverfahrens noch abschließend beraten.

8.1.2 Mittlere und große Lecks im Primärsystem

Die RSK stellt fest, daß der Reaktor des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich in den genannten Fällen ein ähnliches Verhalten zeigt, wie es von den 4-Loop-Anlagen her bekannt ist. So sind charakteristische Daten, wie z. B. die Hüllrohrtemperaturen sehr ähnlich.

Zur Verhinderung von „steam binding“ kommt den acht im oberen Bereich des Kernbehälters angeordneten Überströmöffnungen eine besondere Bedeutung zu. Die Wirksamkeit dieser Überströmöffnungen wurde nachgewiesen.

Der Anlagenlieferer hat eine Schadensumfangsanalyse für den ersten Brennelementzyklus vorgelegt. Hierin wird das maximale Ausmaß von Brennstabschäden bei einem doppelendigen Bruch der kalten Hauptkühlmittelleitung an der Druckseite der Hauptkühlmittelpumpen ermittelt.

Die Analyse, die auf einer konservativen Betrachtungsweise beruht, führt zu dem Ergebnis, daß bei vorgesehener Fahrweise keine Brennstabschäden zu erwarten sind.

Eine Schiefelast, vor allem hervorgerufen durch eine Fehlpositionierung der Trimmelemente, läßt sich jedoch nicht ausschließen. Eine solche Schiefelast würde zu einem Schadensumfang von maximal 7% der Brennstäbe führen. Der Reaktorkern würde auch bei diesem Schaden kühlbar bleiben.

Die detaillierte gutachterliche Stellungnahme zur Schadensumfangsanalyse des Anlagenlieferers wird erst mit der Begutachtung des Reaktorkerns erstellt. Der Gutachter erwartet nicht, daß die positive Aussage zur Kühlbarkeit des Kerns in Frage gestellt werden wird. Die RSK geht davon aus, daß dies im Rahmen der weiteren Begutachtung bestätigt wird.

Sie hält die Notkühlsysteme für geeignet, große und mittlere Lecks mit einer ausreichenden Zuverlässigkeit sicher zu beherrschen.

8.1.3 Verhinderung des Zerknalls der Schwungräder der Hauptkühlmittelpumpen

Um den Zerknall der Pumpenschwungräder bei hohen Umdrehzahlen zu verhindern, ist das Schwungrad auf der Welle des Antriebsmotors der Hauptkühlmittelpumpen so angeordnet, daß es bei einer bestimmten Drehzahl oberhalb der Betriebsdrehzahl von der Motorwelle getrennt bzw. abgeworfen wird.

Das abgleitende, durch die Motorwelle geführte Schwungrad wird durch eine Auffangvorrichtung mit Federpaketen gedämpft aufgefangen und läuft auf einem auf die Motorwelle aufgezogenem Kugellager bis zum Stillstand aus.

In einem Versuch mit Original-Schwungrad und -Wellensitz wurde nachgewiesen, daß das Schwungrad bei der vorausgerechneten Drehzahl abgeworfen wird.

Auf Grund der Ergebnisse der Berechnungen und des Schwungradabwurfversuches sowie unter Berücksichtigung der Ergebnisse der spezifischen Werkstoff- und Bauprüfungen ist die RSK der Ansicht, daß mit der vorliegenden konstruktiven Lösung ein Zerknall des Schwungrades bei Umdrehzahlen ausgeschlossen werden kann.

8.1.4 Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter

Mit ihrer Empfehlung vom 23. April 1980 hat die RSK für die in der Errichtung befindlichen Anlagen festgestellt, daß die in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1.79, Kapitel 23, festgelegten Anforderungen an ein Überwachungssystem zur Bestimmung der Bildung und Verteilung von Wasserstoff nach Störanfällen uneingeschränkt zu erfüllen sind. Ebenso muß, wie dort niedergeschrieben, ein Durchmischungssystem die Ausbildung von lokalen zündfähigen Wasserstoffkonzentrationen in der Sicherheitsbehälteratmosphäre zuverlässig verhindern. Für das Wasserstoff-Abbau-System, mit dem die Ausbildung einer integralen zündfähigen Wasserstoffkonzentration verhindert sowie in der Nachstörfallphase eine Verminderung der Wasserstoffkonzentration erreicht werden soll, empfahl die RSK Grundsätze, die gleichzeitig eine technische Detaillierung der in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1.79, Kapitel 23 (4) festgeschriebenen Grundanforderungen darstellen.

8.1.4.1 Überwachungssystem

Die RSK bewertet die vorgeschlagene Anordnung des Überwachungssystems als den sicherheitstechnischen Anforderungen genügend, hält es jedoch, wie in den Leitlinien festgehalten, für unerlässlich, daß an den Probenahmestellen auch Temperaturmeßstellen installiert werden, damit zum einen eine Korrektur der gezogenen

Gasproben bezüglich der Dampfeuchte möglich ist, zum anderen ein Profil der Temperaturverteilung insbesondere in den für eine kritische H_2 -Anreicherung in Frage kommenden Bereichen des Sicherheitsbehälters gewonnen werden kann.

8.1.4.2 Durchmischungssystem

Das Durchmischungssystem ist so konzipiert, daß mittels redundant ausgeführter störfestere und explosionsgeschützter Gebläse außerhalb des Splitterschutzzyllinders Luft angesaugt und gezielt in die beiden Dampferzeugerräume eingeblasen wird. Vorgesehen sind je 2 Gebläse mit einem Durchsatz von je 1500 m³/h. Die Rückführung der Luft über die Kuppel erfolgt bei großen Kühlmittelverluststößen über die Entlastungsklappen oberhalb der Dampferzeugerräume und bei kleinen Lecks über die Entlastungsöffnungen der Lüftungstechnischen Anlagen.

Die RSK stellt fest, daß die mit dieser Dimensionierung der Gebläse erreichbaren Luftwechselzahlen und Strömungsgeschwindigkeiten nicht zuverlässig gewährleisten, daß eine eventuell im oberen Teil des Sicherheitsbehälters vorhandene thermische Inversionsschicht durchbrochen wird, die die homogene Verteilung des Wasserstoffs behindern könnte.

Die RSK empfiehlt, die Gebläseleistung so weit zu erhöhen, daß in den betrachteten Raumbereichen eine Gleichverteilung des Wasserstoffs sicher erreicht wird. Der Erfolg der Maßnahme kann durch ingenieurmäßige Abschätzungen nachgewiesen werden.

8.1.4.3 Wasserstoff-Abbau-System

Zur Reduktion der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter nach einem Kühlmittelverluststößfall sind Rohrleitungen vorhanden, über die aus dem Dampferzeuger- und Druckhalterraum das Wasserstoff-Luft-Gemisch zur Rekombination abgesaugt werden kann. Die zurückgeführte Luft wird außerhalb des Splitterschutzzyllinders nach oben geblasen.

Bei Bedarf wird ein mobiler Rekombinator nach der Errichtung einer Abschirmung gegen den Sicherheitsbehälter aufgestellt und angeschlossen.

Der Durchsatz durch den Rekombinator (katalytisch oder thermisch) beträgt 100 m³/h.

Beim Ausfall dieses Rekombinators während des Einsatzes kann dieser möglicherweise infolge der hohen Strahlenbelastung nicht sofort repariert werden. Hierfür ist ein redundanter mobiler Rekombinator vorgesehen, der an einem zum ersten Rekombinator benachbarten Standort aufgestellt werden kann.

Die Belüftung der Aufstellungsorte erfolgt durch ein mobiles Absaugsystem mit einem Durchsatz von 400 m³/h, das eine gerichtete Strömungsführung über eine Schwebstoff-Jod-Filtereinheit ermöglicht.

Die RSK stellt fest, daß die von der BBR vorgeschlagene Lösung für ein Wasserstoff-Abbau-System bei Berücksichtigung des fortgeschrittenen Bauzustands eine akzeptable Lösung darstellt. Die Vorschläge entsprechen den sicherheitstechnischen Anforderungen.

8.1.5 Sicherheitsbehälterabschluß und Aktivitätsüberwachung nach Störfällen

Die RSK hält die Maßnahmen zur Staffelung des Sicherheitsbehälterabschlusses in Lüftungs- und Durchdringungsabschluß für sicherheitstechnisch sinnvoll.

Die Aktivitätsüberwachung im Sicherheitsbehälter entspricht den sicherheitstechnischen Anforderungen.

8.1.6 Störfallfilter (Ringraumfilter)

Die BBR sieht vor, die Filterstrecke der Störfallfilteranlagen einfach auszulegen.

Die RSK hält aus grundsätzlichen sicherheitstechnischen Überlegungen eine 2 x 100%-Auslegung auch der Komponenten der Filterstrecke der Störfallfilteranlage für notwendig.

Die Filter müssen wahlweise zuschalt- und umschaltbar sein (RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Kapitel 9 (3)). Durch geeignete Maßnahmen, vorzugsweise technischer Art muß verhindert werden, daß beide Filterpfade zum Zeitpunkt der Anforderung durch den Reaktorschutz gleichzeitig geschlossen oder geöffnet sind.

8.1.7 Aktivitätsverschleppung ins Hilfsanlagengebäude nach Störfällen

Zur Störfallbeherrschung bei kleinen Lecks oder erhöhter Aktivitätsfreisetzung ins Primärkühlmittel kommen im KW Mülheim-Kärlich zum Abfahren der Anlage nur solche aktivitätsführenden Systeme zum Einsatz, die im Ringraum angeordnet sind.

Das während eines Störfalles benötigte nukleare Probenahmesystem ist über Gebläse an die Lüftungsanlage angeschlossen, über die die Abluft ungefiltert abgegeben wird. Diese Maßnahme dient der Unterdrückhaltung innerhalb der Probenahmestation und somit einer gerichteten Aktivitätsführung der gasförmigen radioaktiven Stoffe. Weiterhin werden das für den Nachstörfallbetrieb benötigte Wasserstoff-Überwachungssystem sowie das projektierte Wasserstoff-Abbau-System aktivitätsführende Systeme im Hilfsanlagengebäude dargestellt.

Bei Störfällen durch kleine Lecks im Primärsystem wird ein Überpumpen des Sumpfwassers in die im Hilfsanlagengebäude gelegenen Abwassersammelbehälter per Handmaßnahme nach der Feststellung der Unbedenklichkeit dieser Maßnahme an den Aktivitätsmessstellen im Sicherheitsbehälter eingeleitet.

Die RSK stellt fest, daß somit keine wesentliche Verschleppung radioaktiver Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter in das Reaktorhilfsanlagengebäude durch primärkühlmittelführende Betriebssysteme erfolgen kann. Sie empfiehlt, die Abluft der Probenahmestation über Schwebstoff- und Aktivkohlefilter kontrolliert abzugeben.

8.1.8 Brennelementlagerbeckenkühlung nach Kühlmittelverluststößen

Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich hat ein 2 x 100%-Brennelementlagerbecken-Kühlsystem, das nicht mit dem Not- und Nachkühlsystem vermascht ist. Pumpen und Kühler befinden sich im Ringraum. Die Pumpen sind notstromversorgt. Zusätzlich kann das Notstandskühlsystem die Lagerbeckenkühlung übernehmen.

Die RSK betrachtet insbesondere den Aspekt der langfristigen Lagerbeckenkühlung nach Kühlmittelverluststößen. Reparaturmöglichkeiten an den Komponenten im Ringraum sind nach einem Kühlmittelverluststößfall grundsätzlich vorhanden.

Die RSK erhebt keine Einwände gegen die vorgesehene Lagerbeckenkühlung.

8.2 Maßnahmen zur Beherrschung eines Frischdampfleitungsbruches

Die RSK befaßt sich mit der Detektion von Brüchen in der Frischdampfleitung bei verschiedenen Bruchlagen und den jeweils eingeleiteten Gegenmaßnahmen.

Sie hält diese Maßnahmen für geeignet, Frischdampf-

- leitungsbrüche sicher zu beherrschen.
Bei einem Frischdampfleitungsbruch wird durch die Rückwirkung auf den Primärkreis das Hauptkühlmittel abgekühlt und so dem Reaktor Reaktivität zugeführt. Die RSK stellt fest, daß der Reaktor auch im ungünstigsten Fall durch die Hochdruckeinspeisung von boriiertem Wasser unterkritisch bleibt.
- Der RSK wurden auch die Ergebnisse der Analyse von Frischdampfleitungsbrüchen mit Dampferzeuger-Heizrohrversagen vorgelegt. Als Dampferzeuger-Heizrohrschaden wird der vollständige Bruch eines Rohres unterstellt. Die Analysen ergeben, daß bei den untersuchten Störfällen die Strahlenexposition in der Kraftwerks-umgebung weit unterhalb der Grenzwerte der Körperdosen nach § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung bleibt.
- 8.3 Brüche in Einspeiseleitungen miteingebauten Rückschlagarmaturen, insbesondere Speisewasserleitungsbruch**
Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß die Rückschlagarmaturen in der Speisewasserleitung an den Dampferzeugern mit einer Dämpfung versehen sind. Sie ist der Meinung, daß dadurch eine unzulässige Belastung der Rohrleitungen bei einem Speisewasserleitungsbruch vor den Armaturen sicher verhindert wird.
- 8.4 Wellenbruch oder Entschaufelung der Turbine**
Die gemäß RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1.79, Kapitel 17.1 zu treffende Vorsorge gegen Turbinenversagen ist beim Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich durch die Anordnung der Turbinenachse in der Fluchtlinie Reaktorgebäude, Zwischengebäude mit Notspisewassersystem erfüllt. Laut Angaben des Gutachters liegen keine sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten innerhalb der wahrscheinlichen Flugrichtung möglicher Bruchstücke des Turbosatzes (ca. $\pm 20^\circ$ senkrecht zur Turbinenachse).
Das Schaltanlagegebäude liegt parallel zum Maschinenhaus. Nach Meinung des Gutachters kann auf Grund der räumlichen Anordnung im Schaltanlagegebäude angenommen werden, daß bei einem Turbinenversagen nur eine Redundanz des Reaktorschutzsystems in ihrer Funktion beeinträchtigt wird. Im übrigen könnte die Anlage in diesem Fall auch durch das Notstandskühlsystem in einem sicheren Zustand gehalten werden.
Die RSK hält die getroffene Vorsorge gegen eine Beeinträchtigung des sicheren Abfahrens und Nachkühlens der Anlage im Fall eines Turbinenversagens für ausreichend.
- 8.5 Einwirkungen von außen**
- 8.5.1 Flugzeugabsturz**
Die RSK hat in ihrer 158. Sitzung am 24. September 1980 das Kapitel 19.1 der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1.79, „Flugzeugabsturz“ interpretiert. Sie bittet zu prüfen, inwieweit die in der Interpretation enthaltenen Hinweise auf die Durchführung der Nachweise über den Schutz gegen induzierte Erschütterungen im Genehmigungsverfahren Mülheim-Kärlich berücksichtigt werden können.
- 8.5.2 Verqualmung der Notspisediesel durch Brand**
Die RSK ist der Meinung, daß auf Grund der räumlichen Trennung der zwei Notstromgebäude und des Notstandsgebäudes ein Versagen aller Diesel durch das gleichzeitige Ansaugen sauerstoffarmer Luft (Flächenbrand) ausgeschlossen werden kann. Zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr reichen die Aggregate in einem der drei o. g. Gebäude aus.
- 9. Möglichkeiten für die weitere Reduktion des Risikos von Druckwasserreaktoren**
Die RSK überprüfte, inwieweit die von ihr zur Diskussion gestellten Möglichkeiten für die weitere Reduktion des Risikos von Druckwasserreaktoren für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich relevant sind und wie relevante Möglichkeiten verwirklicht werden.
- 9.1 Ermittlung und Anzeige des Primärkühlmittel-Zustandes**
Kühlmitteldruck und Kühlmittelaustrittstemperatur werden in jedem Primärkühlkreis gemessen. Ein Rechner ermittelt den „Siedeabstand“. Der Siedeabstand soll als Differenztemperatur zur Siedetemperatur in der Warte angezeigt werden. Die Messung wird störfallfest ausgeführt und ist Teil der Störfallfolgeinstrumentierung.
- Die RSK stimmt der vorgeschlagenen Maßnahme zu.
- 9.2 Fernbestätigte Entgasung des Primärkreises**
Die Möglichkeit der fernbestätigten Entlüftung des Primärkreises wird geschaffen, indem die zu betrieblichen Zwecken vorhandenen Entlüftungsleitungen an den Bögen der heißen Hauptkühlmittelleitungen oberhalb der Dampferzeuger mit dem Abblasebehälter verbunden werden. Die Leitungen werden mit Drossel- und Absperrarmaturen versehen.
Beide Armaturen erhalten einen Elektro-Antrieb und sind störfallfest ausgeführt. Die Armaturen werden betrieblich und, wenn erforderlich, im Störfall durch Handbedienung von der Warte geöffnet und geschlossen.
Die RSK hat bei der Behandlung der Maßnahmen zur Beherrschung kleiner Lecks über die Verwendung der Entlüftungsleitungen diskutiert. Sie akzeptiert die vorgesehenen Maßnahmen (vgl. Nummer 8.1.1).
Über die Kriterien für den Operator zur Einleitung der Entlüftung wird die RSK im weiteren Verlauf des Genehmigungsverfahrens noch abschließend beraten.
- 9.3 Automatisches sekundärseitiges Schnellabfahren zur Beherrschung kleiner Lecks**
Beim Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich wird nach Detektion eines Kühlmittelverluststörfalles automatisch nach Anregung durch das Reaktorschutzsystem der Sekundärkreisdruck im Dampferzeuger über das Öffnen von Druckhaltearmaturen des Notspisewassersystems ohne Gradientenbegrenzung auf 48 bar gesenkt. Das weitere Absenken des Druckes wird durch den Operator eingeleitet und anschließend durch eine Temperaturgradientenregelung von 28 K/h begrenzt.
Allein durch die sekundärseitige Druckabsenkung auf 48 bar wird ein Primärdruck erreicht, der eine zur Kühlung des Reaktorkerns ausreichende Förderung der Hochdruck-Einspeisepumpen erlaubt.
Der Vorrat der 4 Borwasserbecken beträgt 400 m³ je Becken. Die Möglichkeit der Hochdruckeinspeisung aus dem Sicherheitsbehältersumpf ist gegeben (vgl. Nummer 9.9).
Über die Maßnahmen zur Beherrschung kleiner Lecks hat die RSK eingehend beraten (vgl. Nummer 8.1.1). Die RSK hält keine Maßnahmen für erforderlich, die über die diskutierten Maßnahmen hinausgehen.
- 9.4 Temperaturüberwachung im Reaktorkern**
Für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich sind an 62 Positionen im Reaktorkern kurz oberhalb der Brennstoff-

zone Thermolemente vorgesehen. Mit den Elementen sind Messungen im Bereich bis 1300° C möglich.

9.5 Füllstandsmessung im Reaktorkühlkreislauf

Der Füllstand des Primärkreises wird über den Füllstand des Druckhalters ermittelt. Diese Größe ist im Reaktorschutzsystem als eines der fünf Kriterien, von denen jedes zur Einleitung der Schutzaktionen zur Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls führt, verarbeitet.

Der Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island II hat gezeigt, daß die Messung des Druckhalter-Füllstandes bei Kühlmittelverlust am Druckhalter keine sichere Angabe über den Füllstand des Reaktorkühlkreislaufs macht, aus der auf eine ausreichende Bedeckung des Reaktorkerns und somit auf eine ausreichende Kernkühlung geschlossen werden kann.

Als zusätzliche Füllstandsmessung für den Reaktorkühlkreislauf schlug der Anlagenlieferer eine Druckdifferenzmessung über die gesamte Höhe der heißen Hauptkühlmittelleitungen (ca. 22,5 m) vor. Die Messung ist temperatur- und druckkompensiert und für die Umgebungsbedingungen nach einem Kühlmittelverluststörfall im Sicherheitsbehälter ausgelegt; sie ist Teil der Störfallfolgeinstrumentierung.

Bei Bedingungen, die sich nach einem kleinen Leck ergeben, wurde eine Unsicherheit in der Füllstandsmessung von $\pm 1,6$ m ermittelt.

Die Anzeige hat den Zweck, dem Operateur als zusätzliche Information über den Füllungsgrad des Systems bzw. als frühzeitige Anzeige einer merklichen Entleerung des Systems zu dienen. Reaktorschutzsignale sollen hieraus nicht abgeleitet werden. Bei der Diskussion zwischen dem Anlagenlieferer, dem Antragsteller und der RSK wurden weitere Füllstandsmeßmöglichkeiten erörtert.

Die RSK berücksichtigt dabei, daß der Operateur eine Reihe weiterer Möglichkeiten hat, sich über den Zustand des Primärkühlmittels und eine ausreichende Kernkühlung zu informieren (z. B. Siedebstand, Temperaturmessung, Druckmessung). Sie hält es für erforderlich, daß die Meßgenauigkeit der Druckdifferenzmessung über die heiße Hauptkühlmittelleitung für die Bedingungen bei kleinen Lecks erhöht wird. Die RSK wird nach Abschluß der Bearbeitung der meßtechnischen Ausführung dieser Messung hierüber erneut beraten.

9.6 Beherrschung des Notstromfalles

Die RSK hält die Zuverlässigkeit der Eigenbedarfsversorgung des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich für ausreichend.

Im Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich wird im Notstromfall die Nachwärme über das 4fach vorhandene Notspisewassersystem — von je einem Notstromdiesel mit Energie versorgt — abgeführt (vgl. Nummer 4.1). Zu Beginn des Notstromfalles sind 2 Systeme in der Lage, die Nachwärme des Primärsystems abzuführen.

Falls es zu einem totalen Ausfall des Notspisewassersystems bzw. seiner Energieversorgung kommt, ist das 2x100%-Notstandskühlsystem, dessen Pumpen und Generatoren von separaten Notstandsdieseln direkt angetrieben werden, in der Lage, die Nachwärme abzuführen (vgl. Nummer 4.2). Die Notstandsdieseln werden von einem anderen Hersteller geliefert als die Notstromdiesel und sind auf Grund unterschiedlicher Konstruktionsmerkmale als diversitär anzusehen.

Beim Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich können das Notstands- und Notspisewassersystem zusätzlich aus einem anderen Netz (nicht Eigenbedarfsnetz) versorgt werden. Im Zusammenhang mit der Diskussion über Konsequenzen aus dem TMI-Störfall wurde die Frage diskutiert, ob

eine Notstromversorgung eines Teils der Druckhalter-Heizstäbe erforderlich ist, wie es in den USA empfohlen wurde. Die RSK ist der Meinung, daß auf die Notstromversorgung der Heizstäbe verzichtet werden kann, da

- die Druckhalterheizung je zur Hälfte aus zwei verschiedenen Schienen versorgt wird, die aus zwei verschiedenen Netzen gespeist werden können,
- in einem Notstromfall die Anlage auch ohne Notstromversorgung der Druckhalterheizung ca. 20 h in Hot-Standby gehalten werden kann,
- im Notstromfall über Systeme in der Qualität von Sicherheitseinrichtungen die Anlage in den kalten unterkritischen Zustand abgefahren werden kann.

9.7 Diskussion der Erhöhung des zulässigen Sekundärdruckes auf den Sättigungsdruck des Primärkreises zur besseren Beherrschung eines Dampferzeuger-Rohrbruches

Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich ist mit einem Notspisewassersystem ausgestattet, dessen Redundanzen im geschlossenen Kreislauf arbeiten und eventuelle Leckagen von der Primär- und Sekundärseite über eine Überlaufleitung am Notkondensator in den Sicherheitsbehälter zurückleiten.

Beim Dampferzeuger-Heizrohrversagen wird der Reaktor schnell abgeschaltet; Die Anregung des Notspisewassersystems erfolgt durch das Reaktorschutzsystem. Das Notspisewassersystem senkt den sekundärseitigen Druck durch die 70-bar- bzw. 49-bar-Druckhalteventile schon kurz nach seiner Inbetriebnahme unter dem Ansprechdruck der Frischdampfsicherheitsventile von 84 bar ab, so daß die Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung nach kurzer Zeit beendet wird.

Eine Erhöhung des zulässigen Sekundärkreisdruckes auf den Sättigungsdruck des Primärsystems zur besseren Beherrschung eines Dampferzeuger-Heizrohrbruches ist nach Meinung der RSK nicht erforderlich, da der Sekundärkreisdruck durch das oben beschriebene Konzept zur Störfallbeherrschung — abgesehen von der kurzen Anfangsphase — wirksam unter dem Ansprechdruck der Frischdampfsicherheitsventile gehalten wird. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß die oben genannten Überlaufleitungen an den Notkondensatoren gegen einen Übertritt von Kühlmittel aus dem Sicherheitsbehältersumpf im Fall eines Kühlmittelverluststörfalles hinreichend gesichert sind.

9.8 Absperrung des Sicherheitsbehältersumpfes

Der Sicherheitsbehältersumpf ist grundsätzlich abgesperrt.

Bei Anzeige „Niveau des Sumpfes zu hoch“ öffnet der Operateur die Armaturen und leitet den Sumpfinhalt über die Auffangbehälter in die Abwasseraufbereitung ab. Vorher überzeugt er sich in der Warte durch Kontrolle der Instrumente, daß der Sumpfinhalt gefahrlos abgeleitet werden kann. Bei Anstehen des Signals für die Auslösung der Sicherheitsaktionen bei einem Kühlmittelverluststörfall werden die Absperrarmaturen in der Ablaufleitung im Rahmen der Aktion „Durchdringungsabschluß des Sicherheitsbehälters“ automatisch zugefahren.

Die RSK erhebt keine Einwände gegen diese Lösung.

9.9 Hochdruckeinspeisung aus dem Sumpf

Vom Anlagenlieferer wurde vorgesehen, bei einer möglichen Erschöpfung der Borwasserbeckenvorräte (Vorräte für die Hochdruckeinspeisung) bei kleinen Lecks in der Druckführenden Umschließung die Borwasserbecken

durch die Niederdruckeinspeisepumpen mit gekühltem Wasser aus dem Sicherheitsbehältersumpf aufzufüllen. Die RSK sah bei dieser Lösung die Gefahr einer Aktivitätsverschleppung in die Anlagenräume und regte an, eine geschlossene Verbindung zwischen Hoch- und Niederdrucksystem vorzusehen. Die RSK nimmt zur Kenntnis, daß der Antragsteller eine solche Verbindung vorsieht, die eine Einspeisung der Hochdruck-Einspeisepumpen aus dem Sumpf ermöglicht.

Zusammenfassung

Der Errichtung des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich sind die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 1. Ausgabe, April 1973, zugrunde gelegt. Ein Vergleich des Sicherheitskonzepts des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich mit den RSK-

Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, Januar 1979, zeigt, daß keine Abweichungen von den Sicherheitsanforderungen zu erkennen sind, über die nicht im einzelnen beraten und befunden wurde oder die zu Bedenken gegen das Sicherheitskonzept Anlaß geben.

Wie oben im einzelnen erwähnt, sind die Erfahrungen aus dem Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island II bei den Beratungen berücksichtigt worden. Weitergehende Maßnahmen hält die RSK derzeit nicht für erforderlich.

Zusammenfassend stellt die RSK fest, daß sie unter der Voraussetzung der Erfüllung der im vorangegangenen Text aufgestellten Empfehlungen keine Bedenken gegen das Sicherheitskonzept und damit gegen die weitere Errichtung des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich hat.

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 03.02.1978

Bekanntmachung über die Zusammensetzung der Reaktor- Sicherheitskommission

Vom 20. Januar 1978

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) trat am 18. Januar 1978 nach Neuberufung ihrer Mitglieder durch den Bundesminister des Innern (BMI) zur konstituierenden Sitzung in Bonn zusammen.

Nach Anhörung der RSK wurde der neue Vorsitzende und sein Stellvertreter gemäß § 4 der Bekanntmachung über die Bildung einer Reaktor-Sicherheitskommission in der Fassung vom 25. Mai 1973 (BAnz. Nr. 118 vom 29. Juni 1973) vom BMI bestimmt.

Nachstehend wird das Verzeichnis der Mitglieder der RSK bekanntgegeben (Anlage).

Bonn, den 20. Januar 1978
RS 14 — 517 016/2

Der Bundesminister des Innern

Im Auftrag
Dr. Gast

Anlage

Prof. Dr. Hubertus Nickel
— Vorsitzender —
Institut für Reaktorwerkstoffe, Kernforschungsanlage Jülich

Prof. Dr. Adolf Birkhofer
— stellvertretender Vorsitzender —
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Reaktorstation, Garching

Dipl.-Chem. Hubert Eschrich
Stellvertretender Generaldirektor der Firma Eurochemic, Belgien — 2400 Mol

Dr.-Ing. Manfred Fischer
Projekt Nukleare Sicherheit (PNS), Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe

Direktor und Professor Dr.-Ing. Thomas Jaeger
Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin 45

Prof. Dr. Hilmar Jaschek
Universität des Saarlandes, Fachrichtung Elektrotechnik, Saarbrücken

Direktor Dipl.-Ing. Otto Kellermann
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Köln 1

Prof. Dr.-Ing. Gerd König
Institut für Massivbau an der Technischen Hochschule Darmstadt

Prof. Dr. Karl Kusmaul
Staatliche Materialprüfungsanstalt an der Technischen Hochschule, Stuttgart 80

Prof. Dr.-Ing. Franz Mayinger
Lehrstuhl und Institut für Verfahrenstechnik, Technische Universität Hannover

Prof. Dr. Erich Merz
Kernforschungsanlage Jülich, Institut für Chemische Technologie, Jülich

Prof. Dr.-Ing. Fritz Peter Müller
Institut für Beton- und Stahlbetonbau an der Technischen Universität Karlsruhe

Direktor Dr. Herbert Schenk
Kernkraftwerk Obrigheim

Direktor Dr.-Ing. Wilhelm Schoch
Großkraftwerk Mannheim

Direktor und Professor Dr. Jakob Schwibach
Bundesgesundheitsamt, Abteilung für Strahlenhygiene, Neuberberg

Prof. Dr. Dieter Smidt
Institut für Reaktorentwicklung, Kernforschungszentrum Karlsruhe

Direktor Dipl.-Phys. Rudolf Trumpheller
Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungs-Verein e.V., Essen

Dipl.-Chem. Jürgen Wilhelm
Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik, Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe

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-11)
2. Andere kerntechnische Einrichtungen (S. A-11)
3. Nicht projektgebundene Fragestellungen (S. A-11 bis A-12)

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, 2 und 3 hingewiesen.*

Band 1: Seiten 1 bis 116 im Bericht IRS-A-9

Band 2: Seiten 117 bis 145 im Bericht IRS-A-11

Band 3: Seiten 146 bis 276 im Bericht GRS-12

1. KERNKRAFTWERKE UND -REAKTORENSeiteBROKDORF

<u>Kernkraftwerk Brokdorf (KBR)</u>	151 ff., 296, 297 f.
- Eignung des wasservergüteten unlegierten Feinkornbaustahls Aldur 50/65 D für Sicherheitsbehälter	297 f.
- Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen	296
- Risikoreduktion gegenüber den Ergebnissen der Deutschen Risikostudie	297 f.
- Sicherheitskonzept	297
- Sicherheitstechnische Verbesserung	298
- Versprödung durch Karbid- oder Karbonitratauscheidung	298

BRUNSBÜTTEL

<u>Kernkraftwerk Brunsbüttel</u>	3, 16 f., 33 ff., 43 f., 99, 115 f., 127, 128 f., 132 ff., 278, 292 f., 295 ff., 299
- Aerosol-Abgaben	278
- Änderung des Betriebshandbuches, Änderung der Betriebsorganisation, Fachkunde und Qualifikation des verantwortlichen Betriebspersonals	292
- Ansprechdruck der Entlastungsklappen	292
- Befristeter Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter	296
- Dokumentation von Störfalldaten	278
- Druck im Maschinenhaus	278
- Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems (Katalytischer Rekombinator)	295, 299

	<u>Seite</u>
- Einbeziehung des Störfalls im KKW-Brunsbüttel in die gerichtliche Würdigung bei der atomrechtlichen Genehmigung durch das Obergerverwaltungsgericht Lüneburg	292
- Eingriff in das Reaktorschutzsystem	278
- Ertüchtigungsmaßnahmen an den Rohrleitungssystemen der Druckführenden Umschließung	293
- Ertüchtigung von Meßeinrichtungen im Bereich des Strahlenschutzes	278,293
- Ertüchtigung von Meß- und elektrischen Einrichtungen im Reaktorschutzsystem	278,293
- Gebäudeabschluß im Maschinenhaus	292
- Höchstmögliche Strahlenbelastung in der Umgebung bei störfallbedingter Abgabe über Maschinenhausdachöffnung	292
- Jod 131-Abgaben	278
- Maschinenhausdachklappen	292
- Maschinenhaus-Kontamination	278,292
- Maßnahmen zum Erkennen und Begrenzen von Leckagen im Maschinenhaus oder Reaktorgebäude	292
- Maßnahmen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit bei der Erfassung, Dokumentation und Sicherung von Störfalldaten	292
- Maßnahmen zur Ertüchtigung von Meßeinrichtungen im Bereich des Strahlenschutzes	293
- Maßnahmen zur Verhinderung und Minimierung von Aktivitätsabgaben	293
- Personalverhalten	278
- Reparaturmaßnahmen am Blindstutzen	293
- Reparaturmaßnahmen an einer Bruchstelle	278
- Sicherheit des Reaktorschutzsystems gegen unzulässigen Eingriff	293
- Störfall	278
- Strahlenexposition als Folge eines Störfalls	278

	<u>Seite</u>
- Stutzenabriß	278
- Schwingungsanregung eines Rohrstutzens	278
- Splitterschutz für Schnellabschaltbehälter	296 f.
- Überdruckgrenzwerte im Maschinenhaus	292
- Verfahrenstechnische Auslegung des Reaktorschuttsystems, Beherrschbarkeit von Störfällen	293
- Wiederinbetriebnahme nach dem Störfall am 18.06.1978	292

ESENSHAMMKernkraftwerk Unterweser (KKU)5,190 ff.,
282 f.

- Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile
- Ansteuerung der Druckhalter-Sicherheitsventile von Hand
- Bedenken gegen Eingriffsmöglichkeit von Hand
- Nichtverfügbarkeit der Druckentlastung des Primärkreises
- Oberverwaltungsgericht Lüneburg, Auflage

GRAFENRHEINFELDKernkraftwerk Grafenrheinfeld (KKG)67 f., 78 ff.,
296

- Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen

GROHNDEKernkraftwerk Grohnde (KWG)103 ff., 149,
296

- Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen

HAMM-UENTROPSeite

<u>Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR-300)</u>	2, 17 ff., 44 ff., 248 f., 257, 291, 293 f., 298
- Abschaltssysteme	298
- Absperrung der Dampferzeuger	291
- Auslegung von Kühlgasgebläsen und deren Ölversorgung	293 f.
- Austausch-Turnus für Kühlgasgebläse oder Gebläseteile	294
- Corestabsystem	298
- Dampferzeuger	291
- Dampferzeugeranlage	294
- Dampferzeuger-Leckagekontrolle	294
- Druckaufbau im Spannbetondruckbehälter	291
- Erfüllung der Redundanzanforderung bei Ausfall eines Kühlgasgebläses	294
- Feuchtemessung als Dampferzeuger-Leckagekontrolle	294
- Folgeschäden bei Versagen eines Dampferzeugers	291
- Gebläseradversagen im Kühlgasgebläse	293 f.
- Gefährdung durch Freisetzung durch Bortrifluorid	298
- Instrumentierung der Dampferzeuger	291
- Liner	291
- Primärkühlgasgebläse	293 f.
- Projekt eines Langzeitwerkstoffprogramms	291
- Reflektorstabsystem	298
- Sicherheitstechnische Anforderungen an einen Dampferzeuger	291
- Sicherheitsventile am Spannbetondruckbehälter	291
- Überprüfung der Erfahrungen mit dem Dampferzeugerkontrollsystem	294

	<u>Seite</u>
- Verfügbarkeit des Dampferzeuger-Kontrollsystems	294
- Versagen aller Rohre eines Dampferzeugers	291
- Wegfall der Vorrichtung zur Bortrifluorid-Einspeisung	298
- Werkstofffragen der Dampferzeuger und der Rohrleitungen des Wasser-Dampf-Kreislaufs bis zur ersten Absperrarmatur	294
- Werkstofffragen im Hochtemperaturgebiet	291
- Werkstofffragen zu den Kühlgasgebläsen	293 f.

KAHLVersuchsatomkraftwerk Kahl (VAK)15 f., 36 f.,
281

- Ausfall der Wärmesenke
- Auswirkung eines unterstellten Ausfalls aktiver Nachwärmeabfuhrsysteme
- Entmaschung maschinentechnischer und elektrischer Teile des Wärmeabfuhrsystems
- Konsequenzen als Folge des Störfalls "Three Mile Island (TMI)"
- Nachweis der Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr
- Überprüfung der Vorsorge gegen Störfall "Ausfall Wärmesenke"
- zusätzliche Einspeisemöglichkeit durch ad-hoc-Maßnahmen

KALKARKernkraftwerk Kalkar (SNR-300)3 ff., 24 ff.,
65 ff., 89 ff.,
100 f., 118,
143 f., 197 f.,
277

- Abscheidung von Wasser aus umgewälztem Stickstoff

- Aktivitätsabgabe vom inertisierten in den belüfteten Bereich
- Begrenzung des Sauerstoffgehaltes
- Direkte elektrische Kopplung von zwei Diesel-Notstromaggregaten bei Versorgung eines Notstromstranges
- Errichtung und Auslegung des Inertisierungssystems WJ01 und WJ02
- Ersatzgleichrichter
- Gleichstromteilsystem
- Inertisierte Bereiche
- Kühlung von Räumen und Anlagen im inertisierten Bereich
- Nach-Bethe-Tait-Phase
- Starkstromtechnische Einrichtungen für die Energieversorgung des Sicherheitssystems
- Versorgungssicherheit der Notstromschienen
- Zuverlässigkeit des Notstromsystems, insbesondere Dieselnotstromaggregate

KARLSRUHEKompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage 2 (KNK 2)

40 ff., 89 f.,
252 ff., 275 f.,
280 f.

- Drosselarmaturen-Einbau in die Entgasungsleitung
- Gaseintragung in das obere Natriumplenium über "Storchenschnabel"
- Kühlmittelentgasung (Argon)
- Reaktimetergrenzwerte, Änderung
- Schnellabschaltung infolge "negative Reaktivität hoch"
- Verbesserung der Entgasungsanlage

SeiteMehrzweckforschungsreaktor (MZFR)57,87 ff.,
169 ff., 281

- Ausfall der Wärmesenke
- Konsequenzen als Folge des Störfalls "Three Mile Island"
- Prüfung der Möglichkeit späterer Verbesserung der Sicherheitseinrichtungen
- Vorsorge gegen den Störfall "Ausfall der Wärmesenke"

KNK_2, siehe KarlsruheMÜLHEIM-KÄRLICHKernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK)9,69 ff.,
296,299 ff.

- Betriebstransienten ohne und mit Ausfall des Schnellabschaltsystems 304
- Dampferzeugerbespeisung bei Transienten und Störfällen 302
- Druckführende Umschließung 299 ff.
- Integriertes Blockregelsystem (IBS) 302
- Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen 296
- Möglichkeiten für die weitere Reduktion des Risikos von Druckwasserreaktoren 307 f.
- Qualität von Äußeren Systemen 301
- Sicherheitsbehälter 301
- Sicherheitskonzept 299 ff.
- Sicherheitssystem-Leittechnik 302 ff.
- Störfallbeherrschung 304 ff.

NIEDERAICHBACH-OHUKernkraftwerk Isar (KKI)

10 ff., 33 ff.,
168 f., 215 ff.,
295, 299

- Aufpumpen des Sicherheitsbehälters zur Reduktion der Wasserstoffkonzentration
- Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems
- Flammensperre zwischen Sicherheitsbehälter und Rekombinationssträngen
- Katalytischer Rekombinator

OBRIGHEIMKernkraftwerk Obrigheim

250 ff., 281

- Ausfall der Wärmesenke
- Konsequenzen als Folge des Störfalls "Three Mile Island (TMI)"
- Prüfung der Möglichkeit späterer Verbesserung der Sicherheitseinrichtungen
- Vorsorge gegen den Störfall "Ausfall der Wärmesenke"

PHILIPPSBURGKernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP 1)

3, 16 f., 33 ff.,
128 f., 208 ff.,
295, 299

- Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems (Katalytischer Rekombinator)

Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2)

10 ff., 33 ff.,
54 ff., 112 ff.,
223 ff., 228 ff.,
296

- Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen

SNR-300, siehe Kalkar

STADE

Kernkraftwerk Stade (KKS)

7 f., 281

- Ausfall der Wärmesenke
- Konsequenzen als Folge des Störfalls "Three Mile Island (TMI)"
- Prüfung der Möglichkeit späterer Verbesserung der Sicherheitseinrichtungen
- Vorsorge gegen den Störfall "Ausfall der Wärmesenke"

THTR-300, siehe Hamm-Uentrop

Unterweser, siehe Esenshamm

WÜRGASSEN

Kernkraftwerk Würgassen (KWW)

9 f., 15, 17, 22 ff.,
28, 47 f., 49, 119 ff.,
124 ff., 150, 252, 291

- Betrieb ohne Dampftrockner
 - . befristet
 - . Dampffeuchtemessung
 - . erosionsgefährdete Stellen
 - . Höchstfeuchte
 - . Meßprogramm zur Bestimmung eines Betriebskennlinienfeldes
 - . Reaktorfüllstand
 - . Schwingungsverhalten des Dampfabseiders
 - . Strahlenexposition
 - . Verhalten der Anlage
- Betriebsdauer des Schnellabschaltbehälters
- Dampftrockner
- Prüfprogramm der MPA Stuttgart
- Überprüfung der Behälter RT6, RT1 und RT5

- Umbau des Schnellabschaltsystems

2. ANDERE KERntechnische EINRICHTUNGEN

<u>Sicherheitstechnische Realisierbarkeit der Trockenlagerung in Transportbehältern</u>	288 ff.
- Beschreibung des Konzepts	289
- Bestimmungsgemäßer Betrieb	289
- Radiologie	290
- Sicherheitstechnische Beurteilung des Konzepts	289 f.
- Störfälle	289 f.
- Weiterbetrieb nach Störfällen	290
<u>Entsorgungszentrum</u>	277
- empfohlene F & E-Arbeiten und Untersuchungen	

3. NICHT PROJEKTGEBUNDENE FRAGESTELLUNGEN

- Abluftfilterung für das Reaktorhilfsanlagenge- bäude bei Druckwasserreaktoren	295
- Auflistung der Systeme und Komponenten für die Rahmenspezifikation Basissicherheit	282
- Auslegung von Gebäuden und Bauteilen gegen Ein- wirkungen von außen; DIN 1055, Blatt 4	279
- Auslegung von Kernkraftwerken gegen Windlasten	279
- Beherrschung der Wasserstoffbildung in Druck- wasserreaktoren nach Störfällen	296
- Erfüllung der in den RSK-Leitlinien, 2. Ausgabe vom 24.01.1979 in Kapitel 23 festgeschriebenen Anforderungen	296
- Ertüchtigung der Lüftungsanlagen im Hilfsanlagen- gebäude	295

	<u>Seite</u>
- F & E-Arbeiten auf dem Gebiet der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren	283 ff.
- Analysen, Studien und Forschungs- und Entwicklungsarbeiten	285 ff.
. im Zusammenhang mit Transienten	286
. zum Kernschmelzunfall	287
. zum Kühlmittelverluststörfall	286
. zum Problem der äußeren Einwirkungen	285
- Aufgabenstellung	283
- Beanspruchung, Auslegung und Überwachung elektrischer und maschinentechnischer Komponenten	284
- Einfluß menschlichen Verhaltens	287
- System- und Schadensanalysen, Risikostudien	284 f.
- Vorgehensweise	283 f.
- Weiterführende technische Konzepte	285
- Handansteuerung der Sumpfabsaugung	295
- Lagerung eines Vorrates imprägnierter Aktivkohle zur Radiojodabscheidung	295
- Messung der Aktivitätsverhältnisse im Sicherheitsbehälter vor Überpumpen des Sumpfwassers	295
- Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten	282
- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren; 2. Ausgabe vom 24. Januar 1979	280
- Spaltproduktrückhaltung bei Druckwasserreaktoren	295
- Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2: Bestandsaufnahme der Sicherheitsvorkehrungen in den in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken	281,288
- Störfallrekombinatoren	296
- Überpumpen des Sumpfwassers in die Sammelbehälter im Hilfsanlagegebäude ohne Aktivitätsmessung	295
- Überwachung der Wasserstoffbildung in Druckwasserreaktoren nach Störfällen	296
- Verschleppung radioaktiver Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter bei Druckwasserreaktoren	295
- Wasserstoff-Abbau-System	295,299

