



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Sicherheitstechnische
Bewertung des
Kernkraftwerkes
Stendal, Block A,
vom Typ
WWER-1000/W-320



**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

**Sicherheitstechnische
Bewertung des
Kernkraftwerkes Stendal,
Block A, vom Typ
WWER-1000/W-320**

Mai 1993

**GRS - 99
ISBN 3-923875-49-5**

Deskriptoren:

Ke rnkraftwerk, WWER, Stendal, Sicherheitsanalyse, Ertüchtigungsmaßnahmen

Autoren der Fachkapitel

Kapitel 4: Kernausslegung und druckführende Komponenten

Abschnitt 4.1: Kernausslegung

H. Körber	TÜV Norddeutschland
S. Langenbuch	GRS
W. Uhde	TÜV Norddeutschland

Abschnitt 4.2: Druckführende Komponenten

M. Huppa	GRS
F. Michel	GRS
W. Wenk	GRS

Kapitel 5: Störfallanalyse

Abschnitt 5.1: Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen und Transienten

W. Horche	GRS
R. Kirmse	GRS
J. P. Weber	GRS

Abschnitt 5.2: Störfallanalyse für das Containment

D. Risse	GRS
M. Tiltmann	GRS
H. Wolff	GRS

Abschnitt 5.3: Radiologische Auswirkungen

H. Friederichs	GRS
F. Lange	GRS

Kapitel 6: Analyse des Sicherheitssystems

H.-J. Fasel	GRS
B. Mulka	IST
G. Zabka	GRS

Fachliche Zuarbeit:

W. Ehm	TÜV Bayern
W. Floh	TÜV Bayern
S. Goßner	TFH Berlin

Kapitel 7: Bautechnik, übergreifende Einwirkungen, Strahlenschutz

Abschnitt 7.1: Bätechnik

H. Alex	GRS
J. Eibl	Ingenieurbüro Eibl
F.-H. Schlüter	Ingenieurbüro Eibl

Abschnitt 7.2: Anlageninterne übergreifende Einwirkungen

H.-J. Beyer	TÜV Norddeutschland
R. Bornmüller	TÜV Norddeutschland
H. Brütt	TÜV Norddeutschland
D. Hosser	Hosser, Haß und Partner
S. Meier	GRS
V. Porschke	Hosser, Haß und Partner
W. Sehrbrock	GRS

Abschnitt 7.3: Radiologischer Arbeitsschutz

L. Ackermann	GRS
P. Handge	GRS

Kapitel 8: Auswertung der Betriebserfahrung anderer WWER-1000

A. Kreuser	GRS
C. Verstegen	GRS

Projektleitung

S. Meier	GRS
----------	-----

Redaktion

E. Finger	TÜV Bayern
K. Köberlein	GRS
S. Meier	GRS
C. Versteegen	GRS
J. P. Weber	GRS

Die Hosser, Haß und Partner Ingenieurgesellschaft für Bauwesen und Brandschutz, das Ingenieurbüro Eibl, der TÜV Bayern und der TÜV Norddeutschland waren an den Arbeiten im Unterauftrag der GRS tätig.

VORWORT

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH wurde vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) mit einer sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke vom Typ WWER-1000/W-320 am Beispiel Stendal, Block A, beauftragt. Diese Untersuchungen wurden in Zusammenarbeit mit dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) durchgeführt. Derzeit wird vom IPSN und der GRS ein gemeinsamer Bericht erarbeitet. Dieser basiert auf einem eigenen Bericht des IPSN und der vorliegenden Sicherheitsbeurteilung der GRS.

Im Rahmen der Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes fanden zur vorliegenden sicherheitstechnischen Bewertung Beratungen mit russischen und ukrainischen Experten statt. Von russischer Seite nahmen daran teil: Das Kurtschatow-Institut für Atomenergie, Atomenergoprojekt (Projektant), OKB Hidropress (Hauptkonstrukteur) und das Allunionsinstitut für Kernkraftwerke. Von ukrainischer Seite nahm das Staatliche Komitee der Ukraine für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz teil.

Die Bewertungen von GRS und IPSN stimmen hinsichtlich der wesentlichen Ergebnisse und vorgeschlagenen Ertüchtigungsmaßnahmen weitgehend überein. Zu einer Reihe technischer Fragen sind zusätzliche Untersuchungen erforderlich. Hierzu sind weitere gemeinsame Arbeiten von GRS und IPSN in Kooperation mit Partnern aus den Ländern vorgesehen, in denen Kernkraftwerke der Baulinie WWER-1000 betrieben oder errichtet werden.

Die Übertragbarkeit der Ergebnisse der sicherheitstechnischen Bewertung auf andere Anlagen der Baulinie WWER-1000 ist dadurch eingeschränkt, daß es für diese Baulinie keine einheitliche Ausführung gibt. Dies gilt auch für die Übertragung der Bewertungsergebnisse auf andere Anlagen des Typs WWER-1000/W-320, da auch diese Anlagen unterschiedlich ausgeführt sind und zudem die Referenzanlage Stendal nur teilweise realisiert wurde und der Bewertung nur unvollständige Ausführungsunterlagen und Nachweise zugrunde liegen. Jede Übertragung einer Schlußfolgerung aus der Bewertung der Anlage Stendal auf eine andere Reaktoranlage bedarf daher einer sorgfältigen Prüfung.

INHALT

1	Einführung	1
	Literatur zu Kapitel 1	5
	Tabelle zu Kapitel 1	6
2	Beschreibung des Kernkraftwerks	9
2.1	Standort, Gebäudeanordnung, Gebäudeauslegung	9
2.2	Reaktoranlage und Hauptausrüstungen des Primärkreislaufs	11
2.3	Sekundärkreislauf	14
2.4	Kühlwassersysteme	15
2.5	Sicherheitstechnische Auslegung	16
2.6	Elektrische Energieversorgung	17
2.7	Anmerkungen zum Konzept zur Beherrschung von Einwirkungen von außen	18
	Literatur zu Kapitel 2	19
	Tabelle zu Kapitel 2	20
	Bilder zu Kapitel 2	23
3	Genehmigung und Regelwerk	31
3.1	Genehmigungsrechtliche Grundlagen und Bewertungsmaßstäbe	31
3.2	Anwendung des bundesdeutschen Regelwerkes auf die Anlage Stendal	34
	Literatur zu Kapitel 3	37
4	Kernauslegung und druckführende Komponenten	39
4.1	Kernauslegung	39
4.1.1	Kernanordnung und Brennstoffkassetten	39
4.1.2	Leistungsregelung und Abschaltsicherheit	42
4.1.3	Kerninstrumentierung	46
4.1.4	Thermohydraulische Kernauslegung	48
4.1.5	Einbauten des Reaktordruckgefäßes	50
4.1.5.1	Konstruktion	50
4.1.5.2	Werkstoffe	53
4.1.5.3	Auslegung	54
4.1.6	Kernbauteile	56
4.1.6.1	Konstruktion	56
4.1.6.2	Werkstoffe	58

4.1.6.3	Auslegung	59
4.2	Druckführende Komponenten	62
4.2.1	Gegenstand und Ziel der Bewertung	62
4.2.2	Beschreibung der Komponenten	64
4.2.2.1	Anordnung der Komponenten	64
4.2.2.2	Ausführung der Komponenten	64
4.2.3	Bewertungsmaßstäbe - Vergleich der wesentlichen Anforderungen aus Vorschriften und technischen Regeln	67
4.2.3.1	Umfang des Regelvergleichs	68
4.2.3.2	Ergebnisse des Regelvergleichs	70
4.2.4	Ergebnisse der Analysen	75
4.2.4.1	Eignung der eingesetzten Werkstoffe	75
4.2.4.2	Belastungsannahmen und Auslegung der Komponenten	76
4.2.4.3	Konstruktion und Prüfbarkeit	77
4.2.4.4	Wechselwirkungen der Konstruktionswerkstoffe mit den Betriebsmedien	80
4.2.4.5	Qualitätssicherung	82
4.2.5	Sicherheitstechnische Bewertung und erforderliche Nachbesserungen	83
4.2.5.1	Bewertung der Vorgaben in den Regelwerken	83
4.2.5.2	Bewertung der Komponenten	84
	Literatur zu Kapitel 4	91
	Tabellen zu Kapitel 4	94
	Bilder zu Kapitel 4	103
5	Störfallanalyse	121
5.1	Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen und Transienten	121
5.1.1	Bewertungsmaßstäbe	122
5.1.2	Kühlmittelverluststörfälle	123
5.1.2.1	Lecks und Brüche vom Primärkreislauf zum Containment	123
5.1.2.2	Lecks und Brüche zwischen Primär- und Sekundärkreislauf	129
5.1.3	Transienten	134
5.1.3.1	Reaktivitätsstörfälle	134
5.1.3.2	Lecks und Brüche im Sekundärkreislauf	138
5.1.3.3	Betriebstransienten	145
5.1.3.4	ATWS-Störfälle	149
5.1.4	Zusammenfassung der Empfehlungen aus der Störfallanalyse	152
5.2	Störfallanalyse für das Containment	153

5.2.1	Druck- und Temperaturverlauf beim 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung	153
5.2.1.1	Vorgehensweise	153
5.2.1.2	Datensätze für die Rechenprogramme CONDRU und RALOC	153
5.2.1.3	Ergebnisse	155
5.2.2	Leck im Sekundärkreislauf	157
5.2.3	Druckdifferenzen innerhalb des Containments	158
5.3	Radiologische Auswirkungen	158
5.3.1	Bruch einer primärkühlmittelführenden Meßleitung außerhalb des Containments	159
5.3.2	Brennstoffkassettenbeschädigung bei der Handhabung	161
5.3.3	2F-Bruch der Hauptumwälzleitung	163
5.3.4	Dampferzeugerkollektorschäden	164
	Literatur zu Kapitel 5	165
	Bilder zu Kapitel 5	168
6	Analyse des Sicherheitssystems	177
6.1	Einführung	177
6.1.1	Anforderungen an das Sicherheitssystem	177
6.1.2	Auslegungsgrundsätze für das Sicherheitssystem des KKW Stendal	179
6.1.3	Voraussetzungen und Randbedingungen für die Systemanalyse des KKW Stendal	180
6.2	Abschaltsysteme	183
6.2.1	Allgemeine sicherheitstechnische Anforderungen an Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren	183
6.2.2	Schnellabschaltsystem (Steuerelemente)	184
6.2.3	HD-Havarieborespeisesystem (Zusatzborespeisesystem)	186
6.2.4	Zuspeisesystem	189
6.3	Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen des Primärkreislaufs, des Sekundärkreislaufs und des Containments	191
6.3.1	Nachwärmeabfuhrsysteme	191
6.3.1.1	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Nachwärmeabfuhrsysteme	191
6.3.1.2	Zusammenwirken der Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsrelevanter Betriebseinrichtungen zur Nachwärmeabfuhr im KKW Stendal bei Anforderung	192
6.3.1.3	Havariekühlsystem (Not- und Nachkühlsystem)	193
6.3.1.4	Gebäudesprühsystem (Sprinklersystem)	199

6.3.1.5	Hilfsspeisewassersystem	201
6.3.1.6	Havariespeisewassersystem	202
6.3.1.7	Frischdampfsystem mit Abblaseregelventilen (BRU-A), Dampferzeugersicherheitsventilen und Frischdampf-Abschlußarmaturen (SSA)	203
6.3.1.8	Nebenkühlwassersystem A und Zwischenkühlkreislauf Reaktorgebäude	206
6.3.1.9	Notstandssystem	209
6.3.2	Druckabsicherung des Primärkreislaufs	210
6.3.3	Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen des Containments	212
6.3.3.1	Allgemeine Hinweise und Auslegungsgrundsätze für Systeme mit Bezug auf das Containment KKW Stendal	212
6.3.3.2	Gebäudeabschluß, Schleusen und Versatzteile	213
6.3.3.3	Lüftungssystem des Containments	215
6.3.3.4	Wasserstoffüberwachungs- und -begrenzungssystem im Containment	217
6.3.4	Beckenkühlsystem	217
6.4	Leittechnik	219
6.4.1	Warten und Leitstände	220
6.4.2	Betriebsleittechnik	223
6.4.2.1	Blockrechnersystem	224
6.4.2.2	Incore-Meßsystem (SWRK-System)	226
6.4.2.3	Funktionsgruppensteuerungen und Regeltechnik	228
6.4.3	Sicherheitsleittechnik	230
6.4.3.1	Havarieschutzsystem des Reaktors	231
6.4.3.2	Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems (Sicherheitssteuersystem)	235
6.4.4	Störfallinstrumentierung	239
6.4.5	Zusammenfassende Bewertung der Leittechnik	241
6.5	Elektrische Energieversorgung	242
6.5.1	Netzanschluß und Generator	242
6.5.2	Klassifizierung der Elektorenergieverbraucher	243
6.5.3	Eigenbedarfsanlage	245
6.5.4	Notstromsystem	247
6.5.5	Zusammenfassende Bewertung der Elektrotechnik	253
	Literatur zu Kapitel 6	254
	Tabellen zu Kapitel 6	258

7	Bautechnik, übergreifende Einwirkungen und Strahlenschutz	281
7.1	Bautechnik	281
7.1.1	Reaktorgebäude	281
7.1.1.1	Aufbau	281
7.1.1.2	Funktion des Containments	282
7.1.1.3	Anforderungen an das Containment	282
7.1.1.4	Lastannahmen für das Containment	283
7.1.1.5	Konstruktive Besonderheiten der Stahlzellenverbundbauweise	292
7.1.1.6	Ergebnisse von Vergleichsrechnungen	294
7.1.1.7	Dichtheitsprüfung des Containments	298
7.1.1.8	Zusammenfassende Bewertung der Konzeption des Containments	300
7.2	Anlageninterne übergreifende Einwirkungen	301
7.2.1	Brandschutz	301
7.2.1.1	Allgemeines	301
7.2.1.2	Bewertungsmaßstäbe	302
7.2.1.3	Grundlegendes Brandschutzkonzept	303
7.2.1.4	Bautechnische Brandschutzmaßnahmen	304
7.2.1.5	Anlagentechnische Brandschutzmaßnahmen	308
7.2.1.6	Betrieblicher Brandschutz	314
7.2.1.7	Konventionelle Brandschutzanforderungen	314
7.2.1.8	Zusammenfassung der Ergebnisse und der Empfehlungen	315
7.2.2	Überflutung	316
7.2.3	Absturz von Lasten	319
7.3	Radiologischer Arbeitsschutz	322
7.3.1	Einführung	322
7.3.2	Organisatorische Maßnahmen	323
7.3.2.1	Zoneneinteilung und Raumklassifizierung	323
7.3.2.2	Hygienetrakt	325
7.3.2.3	Strahlenschutzorganisationsstruktur	326
7.3.3	Technische Maßnahmen	326
7.3.3.1	Abschirmung	326
7.3.3.2	Strahlenschutzüberwachung	328
7.3.4	Strahlenexposition des Personals	329
7.3.4.1	Strahlenschutzgrenzwerte	329

7.3.4.2	Strahlenexposition während des Leistungs- und Instandhaltungsbetriebs	330
7.4	Strahlenschutz der Bevölkerung in der Umgebung	332
7.4.1	Ableitungen mit der Fortluft	332
7.4.2	Ableitungen mit dem Abwasser	336
	Literatur zu Kapitel 7	341
	Tabellen zu Kapitel 7	347
	Bilder zu Kapitel 7	350
8	Auswertung der Betriebserfahrung anderer WWER-1000	353
8.1	Einleitung	353
8.2	Ausgewählte Ereignisse	355
8.2.1	Vollständigkeit der vorliegenden Ereignisse	355
8.3	Auswertung der ausgewählten Ereignisse	356
8.3.1	Störungen im Steuer- und Schutzsystem des Reaktors	359
8.3.2	Störungen im Primärkreislauf	362
8.3.3	Ausfälle und Störungen im Havariekühlsystem (Not- und Nachkühlsystem)	363
8.3.4	Ausfälle im Speisewassersystem	365
8.3.5	Leckagen im Primärkreislauf	368
8.3.6	Störungen an der Druckabsicherung von Druckhalter und Dampferzeuger	371
8.3.7	Störungen an den Notstromdieseln	374
8.3.8	Ausfälle der Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher	376
8.3.8.1	Fehlende Redundanz	376
8.3.8.2	Ausfälle von Leistungsschaltern	378
8.3.8.3	Kabelfehler	379
8.3.8.4	Gebäudeanordnung, Raumzustände	379
8.3.9	Ausfälle in der Leittechnik	380
8.3.9.1	Fehlauslösungen aufgrund von Störungen in der Stromversorgung	380
8.3.9.2	Ausfälle der Meßwertfassung	383
8.3.9.3	Ausfälle in der Signalübertragung	384
8.3.9.4	Fehler in der Logikebene	386
8.3.9.5	Turbinenregelung	389
8.3.9.6	Dampferzeuger-Füllstandsregelung	392
8.3.10	Mängel in der Qualitätssicherung	396
8.3.11	Sonstige Ereignisse	396

8.4	Zusammenfassung	398
9	Zusammenfassung	401
	Summary	411
	Резюме	421
10	Empfehlungen	429
	Anhänge	465
	Anhang 1: Begriffe	467
	Anhang 2: Verzeichnis der angewendeten bundesdeutschen Regeln und Richtlinien	471
	Anhang 3: Auflistung der Empfehlungen in Anlehnung an die Standardgliederung von TÜV/GRS-Gutachten für Kernkraftwerke mit Druck- oder Siedewasserreaktoren	479

1 Einführung

Im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) wurden von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH sicherheitstechnische Bewertungen zu Kernkraftwerken vom Typ WWER-1000/W-320 am Beispiel der Anlage Stendal, Block A, vorgenommen. Dabei wurde geprüft, wieweit Anforderungen der in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Sicherheitsrichtlinien und technischen Regeln durch die sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage erfüllt werden.

Am Standort Stendal waren vier Druckwasserreaktoren des Typs WWER-1000/W-320 im Bau. Die Zustimmung zum Standort für ein Kernkraftwerk der Baulinie WWER-1000 stammt aus dem Jahre 1979. Die erste Errichtungsgenehmigung erteilte das ehemalige Amt für Atomicherheit und Strahlenschutz der DDR (SAAS) im Jahre 1982.

Nach Inkrafttreten des Vertrages über die Schaffung einer Währungs-, Wirtschafts- und Sozialunion zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Deutschen Demokratischen Republik am 1.7.1990 haben die bestehenden Genehmigungen einen Bestandsschutz von fünf Jahren. Eine Betriebsgenehmigung hätte aber bereits auf der Grundlage des Atomgesetzes der Bundesrepublik Deutschland beantragt werden müssen. Um die hierzu erforderlichen Nachweise zu erbringen, wurden auf Herstellerseite Untersuchungen eingeleitet.

Mit den Untersuchungen der GRS zum KKW Stendal, Block A, wurde im Januar 1991 begonnen. Ihr Ziel waren die fachliche Beurteilung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage und die Ermittlung von Ertüchtigungsmaßnahmen zur Beseitigung von Sicherheitsdefiziten. Die Bewertungen erfolgten auf der Grundlage bestehender Sicherheitsrichtlinien, des kerntechnischen Regelwerkes und der sicherheitstechnischen Praxis in der Bundesrepublik Deutschland.

Anfang des Jahres 1991 wurden die Bauarbeiten zu dem Projekt eingestellt, nachdem kein Betreiber bereit war, das Genehmigungsverfahren fortzuführen. Die Untersuchungen der GRS wurden dennoch fortgeführt, um - ebenso wie bei den vorangegangenen Untersuchungen für die Kernkraftwerke der Baulinie WWER-440 in Greifswald - eine eigenständige Sicherheitsbewertung der Kernkraftwerke der Baulinie WWER-1000 nach westlichen Anforderungen vorzulegen. Anlagen dieser Baulinie sind in

verschiedenen Ländern Mittel- und Osteuropas in Bau bzw. seit mehreren Jahren in Betrieb (siehe Tabelle 1-1).

Die fachliche Beurteilung der Anlage Stendal war wegen der Unvollständigkeit der vorliegenden Unterlagen nur eingeschränkt möglich, so daß zu einer endgültigen Beurteilung von Kernkraftwerken der Baulinie WWER-1000 die Vorlage weiterer Nachweise erforderlich ist.

Es wurden keine Untersuchungen zu Accident-Management-Maßnahmen durchgeführt.

Für die Untersuchungen waren verschiedene Teilaufgaben im Unterauftrag der GRS von den folgenden Institutionen übernommen worden:

- Hosser, Haß + Partner
Ingenieurgesellschaft für Bauwesen und Brandschutz mbH
Braunschweig
- Ingenieurbüro Eibl
Karlsruhe
- Technischer Überwachungs-Verein Bayern e.V.
München
- Technischer Überwachungs-Verein Norddeutschland e.V.
Hamburg

Desweiteren wurden die Untersuchungen von der Kraftwerks- und Anlagenbau AG (K.A.B.), der Energiewerke Nord AG und der Bauakademie Berlin unterstützt.

Bei den Untersuchungen zu WWER-Reaktoren arbeitete die GRS mit verschiedenen ausländischen Institutionen zusammen. Insbesondere bestand eine enge Zusammenarbeit mit dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), Paris. So haben im Laufe der Untersuchungen zum Kernkraftwerk Stendal technische Fachgespräche zu verschiedenen Themenbereichen zwischen GRS und IPSN stattgefunden.

Vom IPSN wurde geprüft, inwieweit Kernkraftwerke des Typs WWER-1000/W-320 die Anforderungen des französischen kerntechnischen Regelwerks erfüllen. Zu den Ergebnissen dieser Überprüfung ist ein Bericht des IPSN In Vorbereitung /DES 92/. Darüber hinaus wird ein gemeinsamer GRS/IPSN-Bericht erstellt, der die Ergebnisse der deutschen und französischen Untersuchungen zusammenführt.

Die deutschen Untersuchungsergebnisse zu Stendal A wurden dem Kurtschatow-Institut zugeleitet. Die wesentlichen Punkte des Berichtes wurden mit französischen, russischen und ukrainischen Experten diskutiert.

Für die Bauanlagen, die Systeme und die Komponenten werden in der vorliegenden Analyse die in der Terminologie der ehemaligen Sowjetunion (SU) und der ehemaligen Deutschen Demokratischen Republik (DDR) üblichen Begriffe verwendet. Zum besseren Verständnis werden, soweit erforderlich, Begriffe aus dem bundesdeutschen Sprachgebrauch in Klammern ergänzt. Es ist anzumerken, daß wegen des unterschiedlichen Aufbaus der WWER-Anlagen und der bundesdeutschen Kernkraftwerke nicht in allen Fällen eine eindeutige Zuordnung der verwendeten Begriffe möglich ist. Außerdem sind in einigen Fällen die Systemgrenzen bei bundesdeutschen Kernkraftwerken anders als bei den WWER-Anlagen gezogen, so daß die zugefügten bundesdeutschen Synonyme den Sachverhalt dann nur orientierend beschreiben.

Im Anhang 1 sind in einer Auflistung bundesdeutsche Bezeichnungen den SU/ DDR-Bezeichnungen gegenübergestellt. Die in Klammern gesetzten Begriffe sind in den der Auflistung zugrundeliegenden Unterlagen auch enthalten, werden aber in der vorliegenden Analyse nicht verwendet.

Zum Verständnis der Ausführungen in den Fachkapiteln (Kapitel 4-8) werden im Kapitel 2 anlagen- und systemtechnische Merkmale des Kernkraftwerks Stendal, Block A, beschrieben. Dabei wird auf die wichtigsten sicherheitstechnischen Einrichtungen eingegangen.

Kapitel 3 gibt einen Überblick über die wichtigsten bundesdeutschen sicherheitstechnischen Regeln und Richtlinien sowie ihre Anwendung auf die Anlage Stendal.

In den Kapiteln 4 bis 8 werden die Ergebnisse der fachlichen Untersuchungen zusammenfassend dargestellt und bewertet. Kapitel 4 enthält die Beurteilung der

Kernauslegung und der druckführenden Komponenten. Kapitel 5 befaßt sich mit den Störfalluntersuchungen einschließlich den Analysen zur Wirksamkeit der sicherheitstechnischen Einrichtungen und mit der Berechnung radiologischer Störfallfolgen. Kapitel 6 befaßt sich mit der Analyse des Sicherheitssystems. Kapitel 7 enthält die Untersuchungsergebnisse zur Bautechnik, zu übergreifenden Einwirkungen und zum radiologischen Arbeitsschutz. Kapitel 8 gibt eine Zusammenfassung zur Auswertung der Betriebserfahrung von in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken der Baulinie WWER-1000.

Im Kapitel 9 werden die Ergebnisse der Untersuchungen zusammengefaßt. Im Kapitel 10 werden die aus den Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen und die Empfehlungen für weiterführende Untersuchungen zusammengestellt.

Literatur zu Kapitel 1

/DES 92/ Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN),
Département d'Evaluation de Sûreté (DES),
A Partial Assessment of the Safety of Stendal VVER-1000/320,
DES Report No. 74

Tabelle 1-1 Reaktoren der Baulinie WWER-1000 (Stand Juli 1992)

Standort	Block Nr.	Typ	Status	Bau- fortschritt	Bau- beginn	1. Syn- chro- ni- sation mit dem Netz
Bulgarien						
Belene	1	W-320	Bau gestoppt	40 %	1984	
Belene	2	W-320	Bau gestoppt	10 %	1986	
Belene	3		Planung gestoppt			
Belene	4		Planung gestoppt			
Kosloduj	5	W-320	in Betrieb		1980	11/87
Kosloduj	6	W-320	in Betrieb		1984	03/89
CSFR						
Temelin	1	W-320	in Bau	50 %	1982	(1994)
Temelin	2	W-320	in Bau	10 %	1985	(1996)
Deutschland						
Stendal	1	W-320	Bau gestoppt 1991	40 %	1982	
Stendal	2	W-320	Bau gestoppt 1991	15 %	1982	
Polen						
Klempicz	1 - 2		Planung gestoppt			
Kujawy	1 - 4		Planung gestoppt			
Samter	1 - 4		Planung gestoppt			
Warta	1 - 4		Planung gestoppt			
Rußland						
Balachowo	1	W-320	in Betrieb		1980	12/85
Balachowo	2	W-320	in Betrieb		1981	10/87
Balachowo	3	W-320	in Betrieb		1982	12/88
Balachowo	4	W-320	in Bau	98 %	1984	(1992)
Balachowo	5	W-320	in Bau (konserviert)	75 %	1987	
Balachowo	6	W-320	in Bau (konserviert)	25 %	1988	
Baschkirien	1	W-320	Bau gestoppt 1990		1983	
Baschkirien	2	W-320	Bau gestoppt 1990		1983	
Baschkirien	3	W-320	Planung gestoppt			
Baschkirien	4	W-320	Planung gestoppt			

() geplant

Tabelle1-1 Reaktoren der Baulinie WWER-1000 (Fortsetzung)

Standort	Block Nr.	Typ	Status	Bau- fortschritt	Bau- beginn	1. Syn- chroni- sation mit dem Netz
Kalinin	1	W-338	in Betrieb		1977	05/84
Kalinin	2	W-338	in Betrieb		1982	12/86
Kalinin	3	W-320	in Bau	70 %	1985	(1992)
Kalinin	4	W-320	in Bau	10 %	1986	(1995)
Kola	5	W-392	in der Planung			
Kola	6	W-392	in der Planung			
Kostroma	1		Bau nicht begonnen			
Kostroma	2		Bau nicht begonnen			
Nowo-Woronesch	5	W-187	in Betrieb		1974	05/80
Nowo-Woronesch	6	W-392	in der Planung			
Nowo-Woronesch	7	W-392	in der Planung			
Rostow	1	W-320	Bau gestoppt 1991	90 %	1981	
Rostow	2	W-320	Bau gestoppt 1991	10 %	1983	
Rostow	3	W-320	Bau gestoppt 1991		1989	
Rostow	4	W-320	in der Planung			
Rostow	5		Planung gestoppt			
Rostow	6		Planung gestoppt			
Tatarien	1	W-320	Bau gestoppt		1987	
Tatarien	2	W-320	Bau gestoppt		1988	
Tatarien	3		Planung gestoppt			
Tatarien	4		Planung gestoppt			
Tatarien	5		Planung gestoppt			
Tatarien	6		Planung gestoppt			
Ukraine						
Kmelnitzki	1	W-320	in Betrieb		1981	12/87
Kmelnitzki	2	W-320	in Bau	90 %	1985	(1992)
Kmelnitzki	3	W-320	in Bau		1986	(1996)
Kmelnitzki	4	W-320	in Bau		1987	(1996)

() geplant

Tabelle 1-1 Reaktoren der Baulinie WWER-1000 (Fortsetzung)

Standort	Block Nr.	Typ	Status	Bau- fortschritt	Bau- beginn	1. Syn- chroni- sation mit dem Netz
Krim	1	W-320	Bau gestoppt 1986			
Krim	2	W-320	Planung gestoppt			
Rowno	3	W-320	in Betrieb		1981	12/86
Rowno	4	W-320	in Bau	80 %	1986	(1993)
Rowno	5		in der Planung			
Saporoschje	1	W-320	in Betrieb		1980	12/84
Saporoschje	2	W-320	in Betrieb		1981	07/85
Saporoschje	3	W-320	in Betrieb		1982	12/86
Saporoschje	4	W-320	in Betrieb		1984	12/87
Saporoschje	5	W-320	in Betrieb		1984	08/89
Saporoschje	6	W-320	in Bau	95 %	1986	(1992)
Südukraine	1	W-302	in Betrieb		1977	12/82
Südukraine	2	W-338	in Betrieb		1979	01/85
Südukraine	3	W-320	in Betrieb		1985	09/89
Südukraine	4	W-320	in Bau	50 %	1987	(1993)
Ungarn						
Paks	5		in der Planung			
Paks	6		in der Planung			

() geplant

2 Beschreibung des Kernkraftwerks

2.1 Standort, Gebäudeanordnung, Gebäudeauslegung

Der Standort des Kernkraftwerks Stendal befindet sich am linken Elbufer 15 km nordöstlich der Stadt Stendal. Er ist für vier Blöcke des Typs WWER-1000/W-320 in paralleler Blockanordnung mit der Hauptachse in Ost-West-Richtung ausgelegt. Das Kraftwerksniveau befindet sich ca. 10 m über dem mittleren Elbwasserspiegel. Die Hauptwindrichtung ist West.

Die Gebäudeanordnung ist dem Lageplan, Bilder 2.1-1 und 2.1-2, zu entnehmen. Der Block A des KKW Stendal ist als Monoblock ausgeführt. Die Hauptanlagen sind im Reaktorgebäude sowie im Maschinenhaus mit dem Anbau für elektrische Schaltanlagen installiert. Die drei Notstromgebäude sind räumlich getrennt links und rechts vom Reaktorgebäude angeordnet. Sie enthalten die strangbezogenen Notstromanlagen und die Pumpen für das Nebenkühlwassersystem A. Nördlich schließt jeweils das Gebäude für den Block-Dieselmotor an. Das Nebenkühlwasser A wird in drei Sprühbecken, die östlich vom Block A liegen, abgekühlt. Die Naturzugkühltürme der Hauptkühlwasserversorgung des Blockes A befinden sich nördlich vom Maschinenhaus. Südlich vom Reaktorgebäude sind die Gebäude der radioaktiven Nebenanlagen angeordnet. Die Energieableitung führt in nordwestliche Richtung zu dem 3,5 km entfernten Umspannwerk Schwarzholz.

Die Gebäudeauslegung richtet sich nach den in ihnen angeordneten Systemen, den störfallbedingten Belastungen sowie den Forderungen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Die in den Gebäuden installierten Systeme werden in Betriebs- und Sicherheitseinrichtungen unterteilt. Im Technischen Projekt /TEP 81/ werden die Betriebseinrichtungen in vier Gruppen entsprechend den Folgen ihres Ausfalls bzw. Versagens klassifiziert:

- Gruppe 1.1 - Ausfall führt zum Überschreiten der Umgebungsbelastung trotz ordnungsgemäßer Funktion der Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktordruckgefäß); an diese Gruppe werden erhöhte Forderungen an die Qualitätssicherung und die Wiederholungsprüfungen gestellt.

- Gruppe 1.2 - Ausfall führt zum Überschreiten der Grenzen des sicheren Betriebes (Störfall).
- Gruppe 1.3 - Ausfall führt zur Beschädigung der Kraftwerksausrüstung.
- Gruppe 1.4 - Ausfall hat keine unmittelbaren Folgen für die Sicherheit des Kernkraftwerkes.

Die Gebäudeauslegung des KKW Stendal erfolgt gegen Einwirkung von Erdbeben, Druckwellen und Flugzeugabsturz.

Die Gebäude des KKW Stendal werden in Bezug auf die Erdbebenauslegung nach den russischen Projektierungsrichtlinien, die auch dem Normativ-Technischen Dokument des RGW "Normen der Projektierung erdbebensicherer kernenergetischer Anlagen" (NTD 04.01.50) entsprechen, in drei Gruppen eingeteilt:

- Kategorie I: Maximales rechnerisches Erdbeben entsprechend der Erschütterung maximaler Intensität am Standort im Zeitraum von 10.000 Jahren.
- Kategorie II: Projektierungserdbeben entsprechend der Erschütterung maximaler Intensität am Standort im Zeitraum von 100 Jahren bzw. national vorgegeben.
- Keine Berücksichtigung der Belastungen durch Erdbeben.

Die Auslegung der Gebäude des KKW Stendal gegen Einwirkungen von außen wurde auf der Basis folgender Parameter durchgeführt:

- | | |
|---|------------------------------|
| - Maximales rechnerisches Erdbeben (Kategorie I) | Stärke 7 der
MSK-64-Skala |
| - Projektierungserdbeben (Kategorie II) | Stärke 5 der
MSK-64-Skala |
| - Druckwelle | |
| • Überdruck der Wellenfront | 0.03 MPa |
| • maximaler Überdruck der reflektierten Welle beim Aufprall auf das Hindernis | 0.067 MPa |
| • dynamischer Beiwert zur Ermittlung des statischen Drucks für gerade Wandoberflächen | 1.7 |

- Gesamtwirkzeit der Druckwelle bis 1 s
- Flugzeugabsturz
 - Gewicht des Flugkörpers 10 Mg
 - Aufprallgeschwindigkeit 750 km/h
 - Aufprallfläche 7 m².

Es gibt folgende Gebäudeauslegung:

- Auslegung gegen Erdbeben/Kategorie I und Druckwelle
 - Reaktorgebäude
 - Abluftkamin
 - Notstromgebäude
 - Gebäude für Nebenkühlwassersystem A
 - Zwischenlager für radioaktive Rückstände
 - Lager für frische Kassetten
 - Sprühbecken
- Auslegung gegen Erdbeben/Kategorie II
 - Maschinenhaus
 - Anbau Elektrotechnik
 - Anbau Lüftungstechnik
- Auslegung gegen Flugzeugabsturz
 - Bautechnische Auslegung: nur Kuppel des Containments
 - Schutz durch Umbauung: zylindrischer Teil des Containments
 - Schutz durch Anordnung: Die Sicherheitseinrichtungen außerhalb des Containments sind dreisträngig redundant (3 x 100 %) ausgelegt und räumlich so angeordnet, daß nach einem Flugzeugabsturz mindestens eine redundante Sicherheitseinrichtung zur Verfügung steht.

2.2 Reaktoranlage und Hauptausrüstungen des Primärkreislaufs

Der Reaktor vom Typ WWER-1000/W-320 ist ein leichtwassermoderierter und leichtwassergekühlter Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1000 MW. Seine Anordnung im Reaktorgebäude ist in Bild 2.2-1 und 2.2-2 dargestellt.

Die Hauptkennwerte der Reaktoranlage sind:

Thermische Leistung	3 000	MW
Druck am Reaktorkern	15.7	MPa
Nennndruck (Berechnungsdruck)	17.7	MPa
Kühlmitteldurchsatz durch den Reaktor	84 800	m ³ /h
Kühlmitteltemperatur am Reaktorkerneintritt	289.8	°C
Kühlmitteltemperatur am Reaktorkernaustritt	320.1	°C

Das Reaktordruckgefäß ist aus niedriglegiertem ferritischem Stahl gefertigt und mit einer 7 bis 8 mm starken austenitischen Plattierung ausgekleidet.

Der Primärkreislauf besteht aus vier Hauptumwälzschleifen mit je einem Dampferzeuger und einer Hauptumwälzpumpe (Bild 2.2-3). Die verbindenden Hauptumwälzleitungen (DN 850) bestehen aus niedriglegiertem Perlitstahl mit einer 5 mm Innenplattierung aus Austenit.

Der Dampferzeuger (DE) vom Typ PGW 1000 ist ein liegender Behälter mit horizontal verlaufenden austenitischen Heizrohren (11000 Stück) in Form eines doppelten U-förmigen Rohrbündels. Die Gesamtwärmetauscherfläche beträgt 6115 m². Eintritt und Austritt des primärseitigen Kühlmittels erfolgen über zwei von unten einbindende Kollektoren. Der Dampfsammler oberhalb des Dampferzeugers ist durch 2 x 5 Stützen mit dem Dampfsammelraum des Dampferzeugers verbunden. Die Speisewasserversorgung für die Sekundärseite des Dampferzeugers erfolgt über eine Leitung DN 400. Die Havariespeisewasserversorgung (DN 150) ist separat eingebunden. Am Dampferzeuger sind Rohrleitungsstützen für die kontinuierliche und periodische Absalzung vorhanden.

Die Hauptkennwerte eines Dampferzeugers sind:

Wärmeleistung	750	MW
Nenn dampfdurchsatz	408	kg/s
Maximal zulässiger Dampfdurchsatz	437	kg/s
Dampfdruck	6.3	MPa
Speisewassertemperatur	220	°C
Temperatur des Havariespeisewassers	5 - 50	°C

Die Hauptumwälzpumpe (HUP) vom Typ GZN-195M ist eine vertikale einstufige Pumpe. Sie besteht aus dem hydraulischen Teil der Pumpe, dem abnehmbaren Elektromotor vom Typ WAS 215/109-6AM05 und den Hilfssystemen. Eine zusätzliche Schwungmasse am Elektromotor sichert bei Ausfall der Stromversorgung den langsamen Abfall des Kühlmitteldurchsatzes.

Die Hauptkennwerte einer Hauptumwälzpumpe sind:

Fördermenge	20000 - 27000	m ³ /h
Förderhöhe	0.74 - 0.54	MPa
Druck auf der Saugseite	15.3	MPa
Kühlmitteltemperatur	290	°C
Leistungsaufnahme bei Normalbetrieb	5.3	MW

Der Druckhalter (DH) ist über eine Anschlußleitung DN 350 mit dem heißen Strang einer Schleife verbunden. Die DH-Sprühleitung schließt an den kalten Strang einer Schleife an. Mit einer Hilfssprühleitung kann Kühlmittel aus dem Zuspeisesystem (Volumenregel- und Kühlmittelreinigungssystem) direkt in den Dampfraum des Druckhalters gesprüht werden. Zum Druckaufbau dient eine Elektroheizung. Der Druckhalter ist mit drei Sicherheitsventilen ausgerüstet, die in einen mit einer Berstmembran gegen Überdruck abgesicherten Abblasebehälter abblasen. Absperrbare Abblaseventile sind nicht vorgesehen.

Die Hauptkennwerte des Druckhalters sind:

Gesamtvolumen	79	m ³
Wasservolumen bei Nennbetrieb	55	m ³
Gesamtleistung der Elektro-Heizung	520	kW

Wesentliche Hilfssysteme des Primärkreislaufs sind das Zuspeisesystem zur Gewährleistung der Wasserqualität, das Drainagesystem (Sammlung und Rückführung der Leckagen und Drainagen), Teile der speziellen Wasseraufbereitung, die Dampferzeugerabsalzungsanlage und die Abgasanlage.

2.3 Sekundärkreislauf

Der Sekundärkreislauf ist in Bild 2.3-1 als Prinzipschaltbild dargestellt. Er gliedert sich in das Speisewassersystem, das Frischdampfsystem, den Turbosatz und das Kondensatsystem.

Zum Hauptspeisewassersystem gehören zwei Speisewasserbehälter (Betriebsdruck 0.658 MPa) und zwei drehzahlgeregelte Turbospeisepumpen. Zum Hilfsspeisewassersystem gehören zwei elektrisch betriebene Hilfsspeisepumpen für den Anfahr- und Abfahrbetrieb. Die Speisewasserbehälter sind über eine Sammelleitung mit den beiden Turbo-speisepumpen und den beiden Hilfsspeisepumpen verbunden. Die Speisewasserendtemperatur beträgt 220°C.

Zum Frischdampfsystem gehören die vier Dampferzeuger, die Rohrleitungen, die Sicherheits- und Regelungseinrichtungen sowie der 1000-MW-Turbosatz. Innerhalb des Containments werden die vier FD-Leitungen (DN 600) auf zwei räumlich getrennten Trassen und außerhalb des Containments streckenweise auf einer gemeinsamen Trasse zu den Turbinenregel- und Schnellschlußventilen geführt. Die FD-Leitungen sind zum Druckausgleich untereinander verbunden. In jeder FD-Leitung befinden sich zwischen Dampferzeuger und den schnellschließenden Frischdampfabschluß-Armaturen (SSA) zwei eigenmediumgesteuerte Sicherheitsventile (je 100 %) mit je einer Steuerarmatur und eine Abblasestation BRU-A (Durchsatz 900 t/h). Nach den schnellschließenden Armaturen und je einer Rückschlagklappe sind jeweils Anschlüsse zu der viersträngigen Dampfumleitstation BRU-K (Öffnungsdruck 6.67 MPa, Schließdruck 5.98 MPa, Durchsatz je 900 t/h) und zu der zweisträngigen Eigenbedarfsreduzierstation BRU-SN (Durchsatz je 150 t/h) angeordnet. Durch die BRU-K wird der Dampfüberschuß der Dampferzeuger in die Maschinenkondensatoren (Turbinenkondensatoren) geleitet. Die BRU-SN verfügt über zwei gesonderte sogenannte Technologische Kondensatoren. Die Dampfumleitstation BRU-K dient zum An- und Abfahren des Blockes. Die Eigenbedarfsreduzierstation BRU-SN kann nach Reaktorschnellabschaltung zur Nachwärmeabfuhr eingesetzt werden.

Der Turbosatz besteht aus der Turbine vom Typ K-1000-60/3000 und dem Generator vom Typ TBB-1000-2. Er hat folgende Hauptkennwerte:

Generatorleistung	1 000	MWeI
Maximaler Frischdampfdurchsatz	5 870	t/h
Druck vor Turbine	5.89	MPa
Temperatur vor Turbine	274.3	°C

Das Hauptkondensatsystem dient der Abführung des Kondesats aus den Kondensatoren über die Hauptkondensatreinigungsanlage und die fünf Niederdruckvorwärmer in die Entgaser/Speisewasserbehälter. Die Kondensatförderung besitzt zwei Druckstufen. Zum Erreichen der 1. Druckstufe werden drei Kondensatpumpen (zwei Betriebs- und eine Reservepumpe; Betriebsdruck 0.93 MPa) und zum Erreichen der zweiten Stufe fünf Kondensatpumpen (vier Betriebs- und eine Reservepumpe; Betriebsdruck 2.15 MPa), die nach Niederdruckvorwärmer 2 angeordnet sind, genutzt.

2.4 Kühlwassersysteme

Als Hauptwärmesenke des KKW Stendal sind dem 1000-MW-Turbosatz zwei Naturzugkühltürme zugeordnet. Mit vier Hauptkühlwasserpumpen wird über Rohrleitungen DN 2600 das Kühlwasser aus den Kühlturmtassen zu den Kondensatoren im Maschinenhaus und zurück zu den Kühltürmen gefördert. Die Hauptkennwerte der Maschinenkondensatoren (kühlwasserseitig) sind:

Durchsatz des Hauptkühlwassers	170 000	m ³ /h
Kühlfläche	8 800	m ²

Wegen der schlechten Wasserqualität der Elbe und des Hauptkühlwassers ist ein Zwischenkühlkreislauf (Gruppe "C") für die Verbraucher des Sekundärkreislaufs vorgesehen. Der Zwischenkühlkreislauf wird vom Hauptkühlwasser über eine blockbezogene Wärmetauscheranlage, die neben dem Maschinenhaus angeordnet ist, gekühlt. Zusätzlich ist eine zentrale Wärmetauscheranlage für zentrale Abnehmer, insbesondere im Bereich der radioaktiven Nebenanlagen, vorgesehen. Die Wärmetauscher werden mit Frischwasser aus der Elbe beaufschlagt, das teilweise (nach Aufbereitung) als Zusatzwasser für den Rückkühlkreislauf Anwendung findet. Das Nebenkühlwassersystem A versorgt Kühlstellen der Betriebs- und Sicherheitseinrichtungen. Die Rückkühlung des Nebenkühlwassers A erfolgt über Sprühteiche, deren Zusatzwasser der Havel entnommen wird.

2.5 Sicherheitstechnische Auslegung

Im folgenden wird die Zielsetzung der sicherheitstechnischen Auslegung des KKW Stendal dargestellt, so wie sie im Sicherheitsband des Technischen Projekts (Stand 1981) /TEP 81/ vom sowjetischen Projektanten beschrieben wurde.

Grundlage der Projektierung des KKW Stendal bildete die sowjetische Richtlinie "Grundsätze der Gewährleistung der Sicherheit von KKW bei der Projektierung, beim Bau und Betrieb" /OPB-73/, welche ein mehrstufiges System der Sicherheitsvorsorge vorsieht.

Danach soll die erste Stufe der Sicherheitsvorsorge in der Qualitätssicherung bei Projektierung, Herstellung, Errichtung, Inbetriebnahme und Betrieb bestehen. Die zweite Stufe der Sicherheitsvorsorge soll die technischen Einrichtungen und organisatorischen Maßnahmen, die Abweichungen vom bestimmungsgemäßen Betrieb kompensieren, umfassen. Die dritte Stufe der Sicherheitsvorsorge sollen die Ausrüstungen der nuklearen Sicherheitseinrichtungen sein.

Vom sowjetischen Regelwerk OPB-73 und den Nachfolgeversionen wird das Erreichen der Schutzziele Unterkritikalität, Kernkühlung und langfristige Nachwärmeabfuhr sowie Einschluß der radioaktiven Stoffe nach dem Barrierenprinzip gefordert. Die Barrieren für die Rückhaltung der radioaktiven Spaltprodukte sind Brennstoffmatrix, Brennstabhüllen, Reaktordruckgefäß und druckführende Umschließung sowie das Volldruckcontainment.

Die sicherheitstechnische Auslegung des KKW Stendal erfolgte unter Berücksichtigung folgender Störfälle und einleitender Ereignisse:

- Kühlmittelverluststörfälle
- Transientenstörfälle, wie z.B. sekundärseitige Lecks (Bruch Frischdampfleitung), Notstromfall, Reaktivitätsstörfälle
- Äußere störfallauslösende Ereignisse, wie z.B. Erdbeben, Flugzeugabsturz.

Wesentliche Teile des Sicherheitssystems sind im Reaktorgebäude außerhalb des Containments angeordnet, wo ein Schutz gegen die Belastungen eines Flugzeugabsturzes durch räumliche Trennung gewährleistet werden soll (vgl. Abschnitt 2.1).

Der maximale Auslegungsstörfall ist der spontane Bruch der Hauptumwälzleitung mit zweiseitigem Ausströmen des Kühlmittels unter der Annahme des Notstromfalls. Die Kühlmittelverluststörfälle gelten nach der Richtlinie OPB-73 als beherrscht, wenn die Brennstabhüllentemperatur kleiner 1200°C, die Oxidationstiefe kleiner 18% der Ausgangshüllrohrwandstärke und der Anteil des reagierenden Zirkoniums kleiner 1% des Massenanteils der Hüllen sind.

Die Sicherheitseinrichtungen sind 3-strängig und jeder Strang mit 100% Kapazität ausgelegt. Die Stränge sind weitgehend unvermascht und räumlich getrennt angeordnet. Jeder Strang der verfahrenstechnischen Sicherheitseinrichtungen wird von einer eigenen Notstromanlage versorgt. Zusätzlich wird der blockbezogene Eigenbedarf von einem vierten Dieselgenerator versorgt. Die Sicherheitsleittechnik ist redundant teils mit Elektronikbaugruppen und teils in Relaischaltungen mit Arbeitsstromprinzip aufgebaut. Sie wird in das Havarieschutzsystem (Reaktorschutzsystem - Auslösung der Reaktorschnellabschaltung) und in das Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems (Reaktorschutzsystem ohne Auslösung der Reaktorschnellabschaltung) eingeteilt. Das Havarieschutzsystem ist zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung in zwei unabhängige Stränge mit je drei Kanälen in 2v3-Auswahlschaltung aufgeteilt. Beim Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems ist für jeden verfahrenstechnischen Strang der Sicherheitseinrichtungen ein eigenständiger leittechnischer Strang, der in der Anregeebe in 2v4-Auswahl und in der Logikebene in 1v2-Auswahl arbeitet, vorgesehen.

Die Systeme im Containment sind gegen mechanische Belastungen bei Rohrleitungsbrüchen wie Strahlkräfte, Druckwellen und fliegende Teile gesichert. Die Containmentintegrität bei Störfällen wird durch Gebäudeabschlußarmaturen gewährleistet.

Die wichtigsten Sicherheitseinrichtungen sind in Tabelle 2.5-1 zusammengefaßt. Die Darstellung und Untersuchung der Sicherheitseinrichtungen erfolgt in Kapitel 6.

2.6 Elektrische Energieversorgung

Der Netzanschluß des Blockes A erfolgt über die 220/380-kV-Schaltanlage des Umspannwerkes Schwarzholz ca. 3,5 km nordwestlich des Kraftwerkes. Über einen Leistungsschalter und zwei Blocktransformatoren wird die Generatorleistung an das 220/380-kV-Netz abgeführt. Jeder der beiden Blocktransformatoren ist für eine

Leistung von 750 MVA ausgelegt. Die Eigenbedarfsversorgung erfolgt von vier 6-kV-Blockverteilungen, die von zwei Eigenbedarfstransformatoren gespeist werden. Zusätzlich existieren noch zwei Reservetransformatoren. Zur Versorgung der Nebenanlagen und Hilfssysteme ist eine allgemeine Eigenbedarfsversorgung vorgesehen, der blockbezogen jeweils ein Eigenbedarfsdiesel zugeordnet ist. Jeder der drei Stränge des Sicherheitssystems wird von einer eigenständigen Notstromanlage versorgt.

2.7 Anmerkungen zum Konzept zur Beherrschung von Einwirkungen von außen (EVA)

Im Abschnitt 2.1 wird das Konzept zur Beherrschung von EVA beschrieben. Über die dort aufgeführten Festlegungen hinaus sind, insbesondere hinsichtlich der anlagentechnischen Maßnahmen zur Beherrschung der Auswirkungen von EVA einschließlich der EVA-Folgeschäden, keine Informationen bekannt. Eine abschließende Beurteilung des Schutzes vor EVA ist deshalb nicht möglich. Es wird daher die Vorlage eines geschlossenen EVA-Konzeptes für erforderlich gehalten (E 2.7-1).

Das Konzept eines Schutzes vor den Belastungen eines Flugzeugabsturzes durch räumliche Trennung auch innerhalb eines Gebäudes (vergleiche Abschnitt 2.5) bedarf der Absicherung durch einen entsprechenden Nachweis seiner Wirksamkeit. Es ist für die betroffenen Sicherheitseinrichtungen im Reaktorgebäude außerhalb des Containments nachzuweisen, daß sie bei einem Flugzeugabsturz insbesondere auch infolge induzierter Erschütterungen nicht unzulässig beschädigt werden (E 2.7-2).

Literatur zu Kapitel 2

- /OPB 73/ Ministerium für Energiewirtschaft und Elektrifizierung der UdSSR
Allgemeine Richtlinie zur Gewährleistung der Sicherheit von Kernenergie-
anlagen bei der Projektierung, Errichtung und Betrieb,
OPB-73
- /TEP 81/ Teploenergoprojekt, KKAB et al.
KKW Stendal, Technisches Projekt (Stand 1981)

Tabelle 2.5-1 Sicherheitseinrichtungen des KKW Stendal

Sicherheitseinrichtung		
Schutziel/ Sicherheitsfunktion	Redundanzgrad	Komponenten je Strang
1. Schnellabschaltsystem		
Unterkritikalität	Steuerstäbe: 1 x 100 % SUS-Leittechnik: 2 x (2 von 3)	Steuerstäbe mit Antrieben Leittechnik: Anreegebene, Logikebene, Steuerebene
2. HD-Havarieboreinspeisesystem (Zusatzboriersystem)		
Unterkritikalität	3 x 100 %	Havarie-Vorratsbehälter (15 m ³) HD-Havarieboreinspeisepumpe (15.7 MPa, 6.3 m ³ /h)
3. HD-Notkühlsystem (HD-Einspeisesystem)		
Kernkühlung, Unterkritikalität	3 x 100 %	Vorratsbehälter (15 m ³) HD-Notkühlpumpe (10.8 MPa, 160 m ³ /h) Umschaltung auf Rezirkulationsbetrieb gemeinsamer 630-m ³ -Havarie- borbehälter für drei Stränge Havariekühler
4. ND-Notkühlsystem (ND-Einspeisesystem)		
Kernkühlung	3 x 100 %	ND-Notkühlpumpe (2.25 MPa, 750 m ³ /h) 630-m ³ -Havarieborbehälter (identisch Pkt. 3) Havariekühler (identisch Pkt. 3)
5. Kernflutsystem (Druckspeicher)		
Kernkühlung, Unterkritikalität	2 x 100 %	2 Kernflutbehälter (je 60 m ³)
6. Gebäudesprühsystem		
Aktivitätsrückhaltung, Druckabbau im Containment	3 x 100 %	Gebäudesprühpumpe (1.5 - 0.75 MPa, 210 - 975 m ³ /h) 630-m ³ -Havarieborbehälter (identisch Pkt. 3)

Tabelle 2.5-1 Sicherheitseinrichtungen des KKW Stendal (Fortsetzung)

7. Druckhalter-Sicherheitsventile		
Druckabsicherung Primärkreislauf (PKL)	3 x 100 %	Ventil 1 (50 kg/s, 17.9 MPa) Ventil 2 und 3 (je 50 kg/s, 18.3 MPa)
8. BRU-A (Frischdampfabblassestation)		
Kernkühlung, Nachwärmeabfuhr	4 x 100 %	BRU-A (Öffnen 6.67 MPa, Schließen 5.98 MPa, Durchsatz 900 t/h)
9. Dampferzeuger-Sicherheitsventile		
Kernkühlung, Nachwärmeabfuhr, Druckabsicherung Sekundärkreislauf	4 x (2 x 100 %)	1. Sicherheitsventil (Öffnen 8.34 MPa, Schließen 6.97 MPa, Durchsatz 900 t/h) 2. Sicherheitsventil (Öffnen 8.44 MPa, Schließen 6.97 MPa, Durchsatz 900 t/h)
10. Frischdampf-Abschlußarmaturen (SSA)		
Schutz vor Unterkühlung PKL und Rekritikalität		1 x in jeder FD-Leitung
11. Havarieispeisewassersystem		
Nachwärmeabfuhr	3 x 100 %	Havarieispeisewasserpumpe (9.56 MPa, 150 m³/h) Havarieispeisewasserbehälter (3 x 500 m³)
12. Notstromdieselanlage		
Notstromversorgung	3 x 100 %	Notstromdiesel (6.2 MW, Hochlaufzeit 10 s)

Bilder zu Kapitel 2

- Bild 2.1-1** **Lageplan, Maßstab 1:15 000**
- Bild 2.1-2** **Gebäudeanordnung, Block A**
- Bild 2.1-3** **Sicherheitseinrichtungen**
- Bild 2.2-1** **WWER-1000/W-320 (KKW Temelin),
Schnitt Reaktorgebäude im Bereich Reaktordruckgefäß und Dampf-
erzeuger**
- Bild 2.2-2** **WWER-1000/W-320 (KKW Temelin),
Schnitt Reaktorgebäude im Bereich Reaktordruckgefäß und Umlade-
einrichtungen**
- Bild 2.2-3** **Prinzipschaltbild Primärkreislauf mit Sicherheitseinrichtungen**
- Bild 2.3-1** **Prinzipschaltbild Sekundärkreislauf mit Sicherheitseinrichtungen**

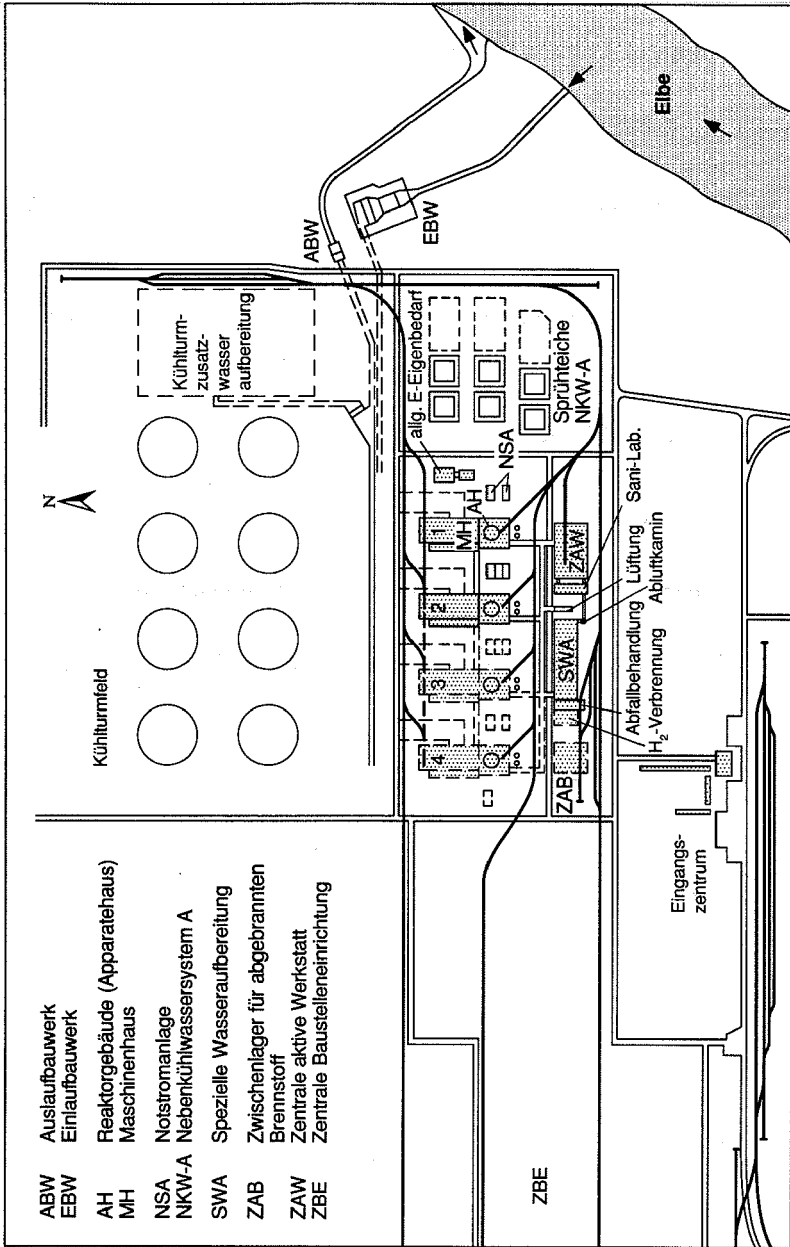


Bild 2.1-1 Lageplan, Maßstab 1 : 15 000

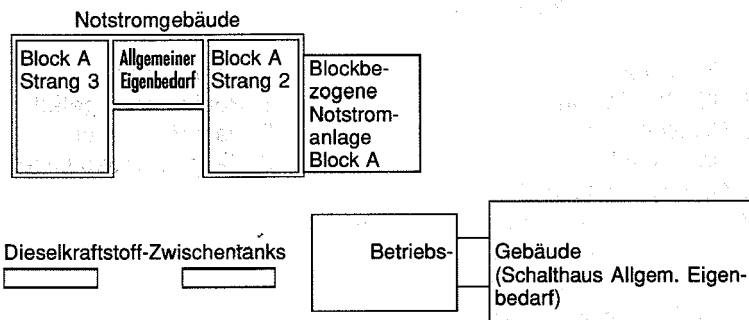
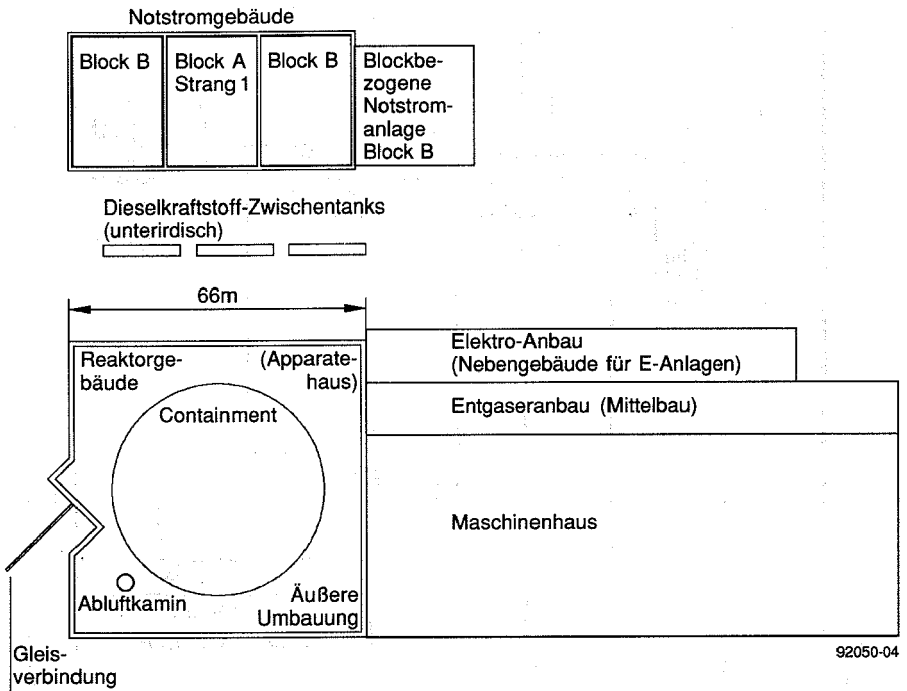
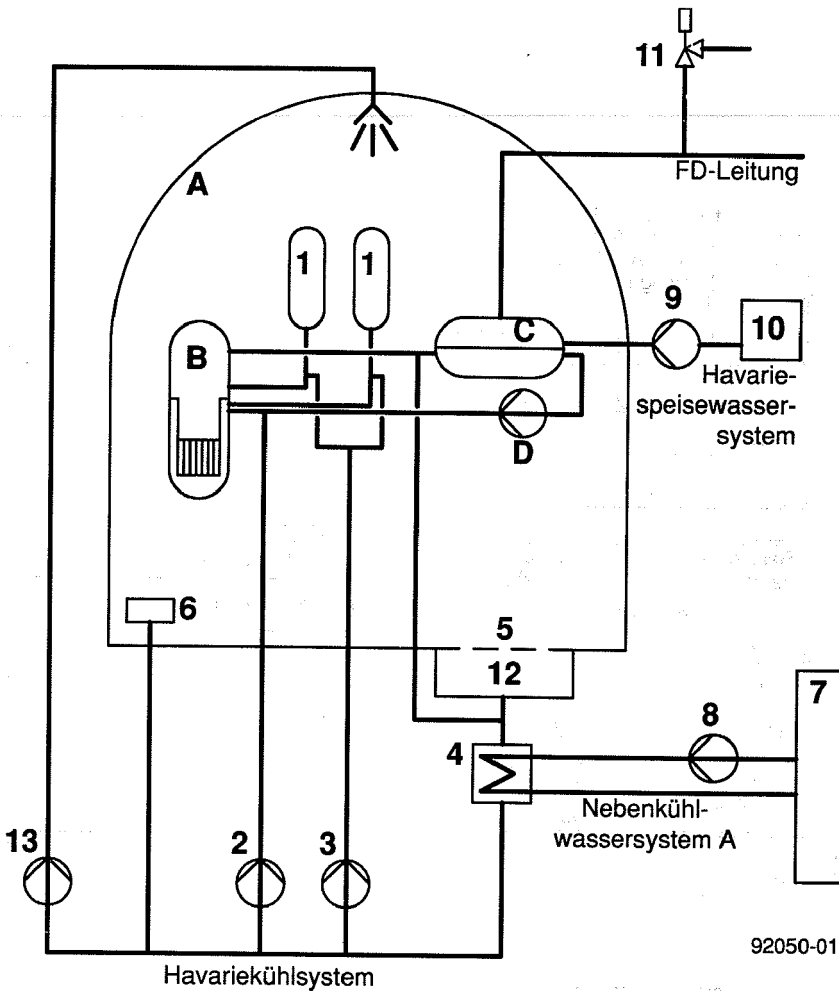


Bild 2.1-2 Gebäudeanordnung, Block A

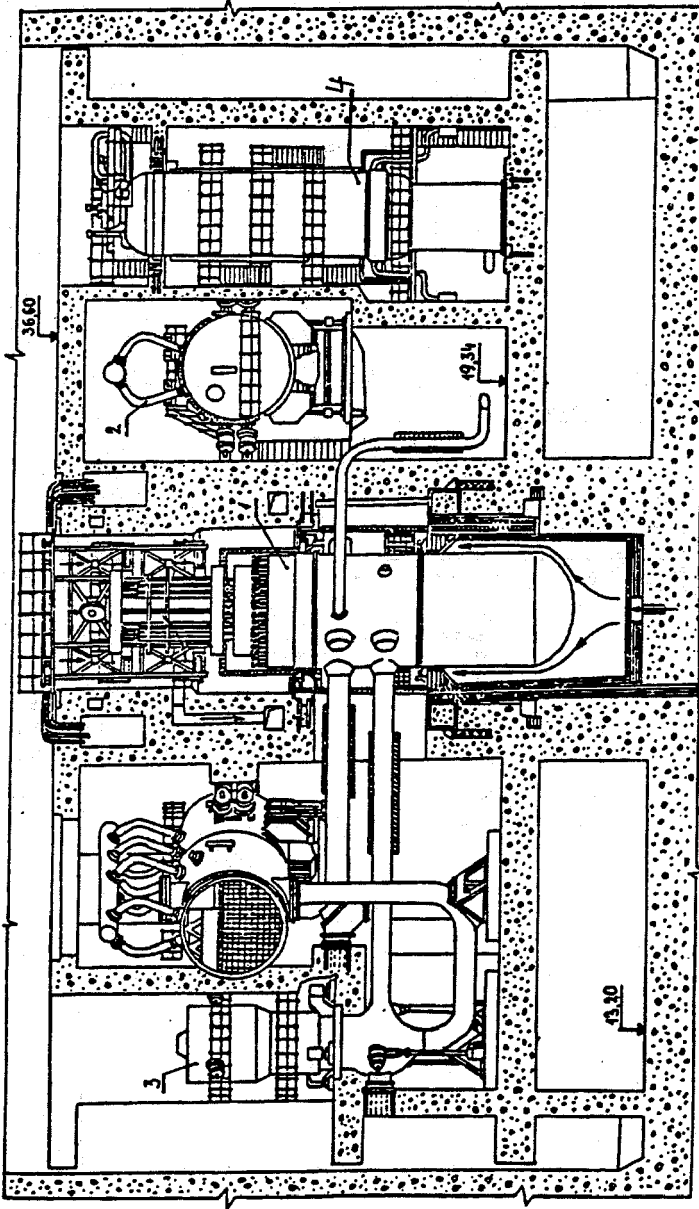


92050-01

- 1 Kernflutbehälter
- 2 HD-Notkühlpumpe
- 3 ND-Notkühlpumpe
- 4 Havariekühler
- 5 Containmentsumpf
- 6 Vorratsbehälter für konz. Borsäure
- 7 Wärmesenke (Sprühbecken)
- 8 Nebenkühlwasserpumpe A
- 9 Havarie-speisewasserpumpe
- 10 Havarie-speisewasserbehälter
- 11 Frischdampf-Abblasestation BRU-A
- 12 Havarieborbehälter
- 13 Gebäudesprühpumpe

- A Containment
- B Reaktordruckgefäß
- C Dampferzeuger
- D Hauptumwälzpumpe

Bild 2.1-3 Sicherheitseinrichtungen



Position	Komponente
3	Hauptumwälzpumpe
4	Druckhalter

Position	Komponente
1	Reaktor
2	Dampferzeuger

Bild 2.2-1 WWER-1000/W-320 (KKW Temelin), Schnitt Reaktorgebäude im Bereich Reaktordruckgefäß und Dampferzeuger

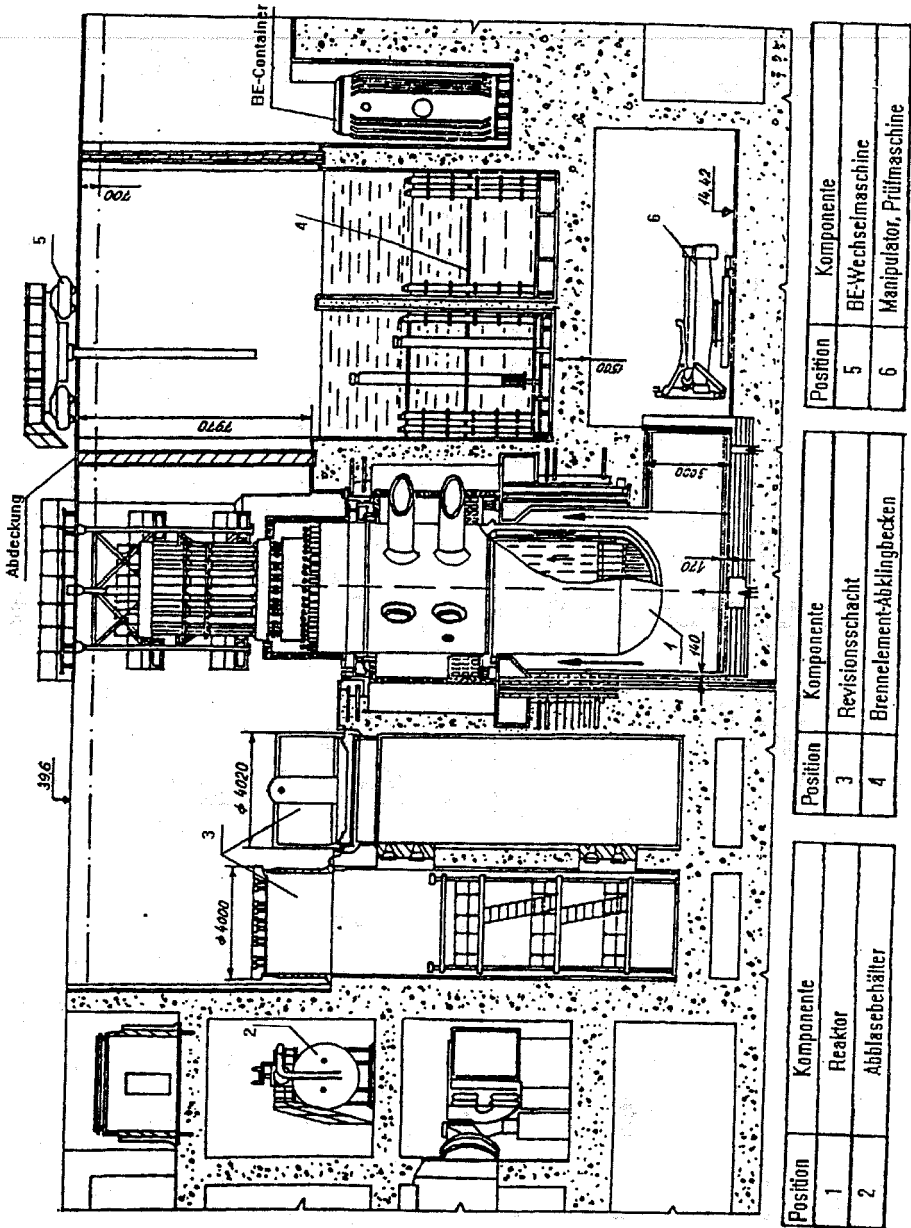
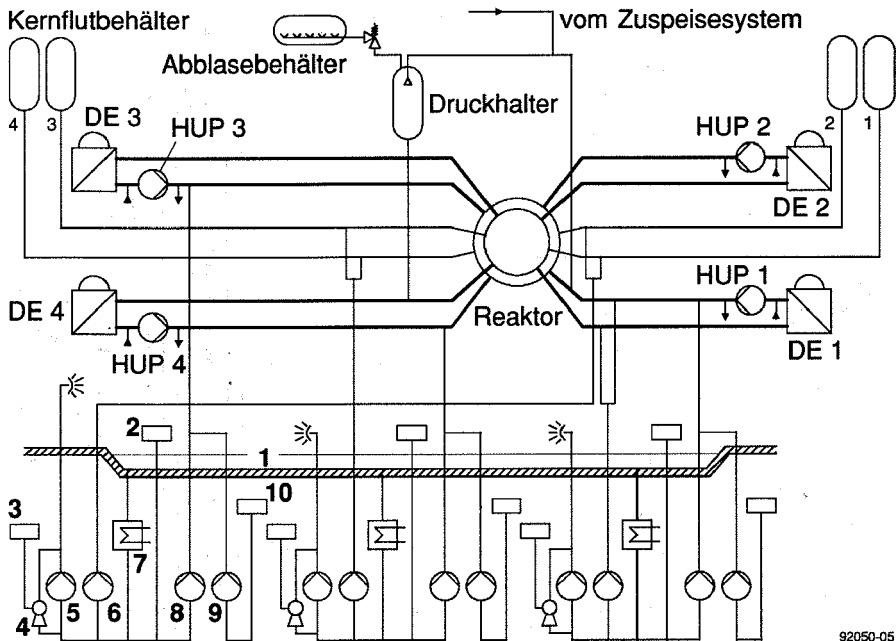


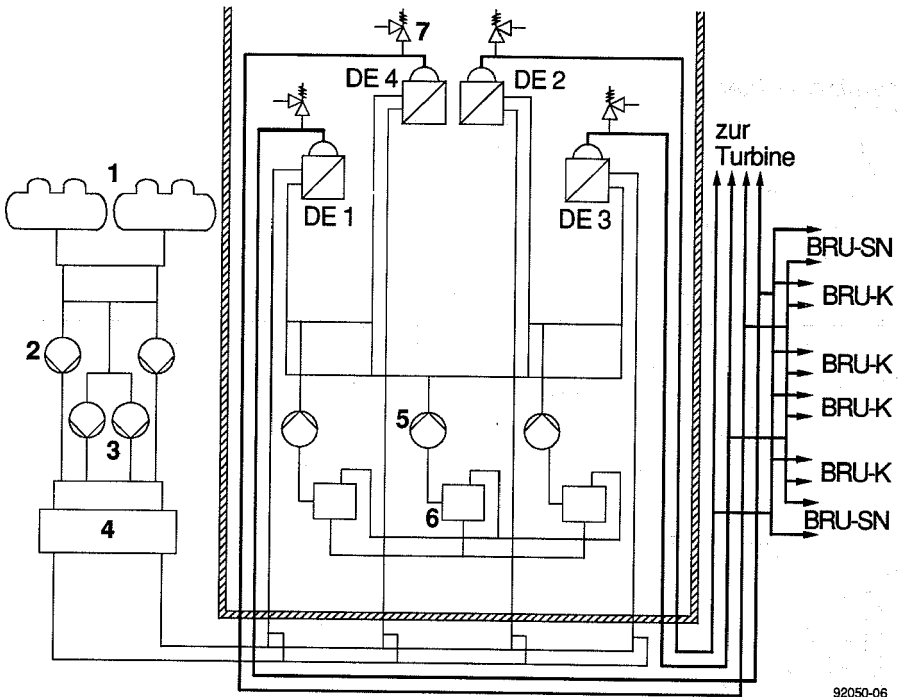
Bild 2.2-2 WWER-1000/W-320 (KKW Temelin), Schnitt Reaktorgebäude im Bereich Reaktordruckgefäß und Umladeeinrichtungen



92050-05

- | | |
|--------------------------------------|--|
| 1 Havarieborbehälter | 6 ND-Notkühlpumpe |
| 2 Vorratsbehälter für konz. Borsäure | 7 Havariekühler |
| 3 Reagenzienbehälter | 8 HD-Notkühlpumpe |
| 4 Ejektor | 9 HD-Havarieboreinspeisepumpe |
| 5 Gebäudesprühpumpe | 10 Havarievorratsbehälter für konzentrierte Borsäure |

Bild 2.2-3 Prinzipschaltbild Primärkreislauf mit Sicherheitseinrichtungen



92050-06

- | | |
|--------------------------------------|---|
| 1 Speisewasserbehälter mit Entgaser | 4 Hochdruckvorwärmesystem |
| 2 Speisewasserpumpe mit Turboantrieb | 5 Havariespeisewasserpumpe |
| 3 Hilfsspeisewasserpumpe | 6 Havariespeisewasserbehälter |
| | 7 DE-Sicherheitsventil und Dampfabwurfstation BRU-A |

BRU-K Umleitstation zum Maschinenkondensator

BRU-SN Umleitstation zum Technologischen Kondensator

Bild 2.3-1 Prinzipschaltbild Sekundärkreislauf mit Sicherheitseinrichtungen

3 Genehmigung und Regelwerk

3.1 Genehmigungsrechtliche Grundlagen und Bewertungsmaßstäbe

Die rechtlichen Grundlagen für die friedliche Nutzung der Kernenergie sind im Atomgesetz niedergelegt. Das Atomgesetz wurde 1959 verabschiedet und zwischenzeitlich mehrfach novelliert /ATG 92/.

In § 7 Abs. 2 des Atomgesetzes sind die Genehmigungsvoraussetzungen genannt. Danach darf eine Genehmigung nur erteilt werden, wenn insbesondere

- die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist,
- der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,
- überwiegende öffentliche Interessen - insbesondere im Hinblick auf die Reinhaltung des Wassers, der Luft und des Bodens - der Wahl des Standortes nicht entgegenstehen.

Diese sicherheitstechnischen Genehmigungsvoraussetzungen sind im Gesetz nicht näher präzisiert. Sie werden vielmehr in nachfolgenden Rechtsverordnungen, Richtlinien und technischen Regeln im einzelnen ausgeführt und konkretisiert. Die wichtigsten Verordnungen und Richtlinien sind:

- **Die Strahlenschutzverordnung (StriSchV) /SSV 89/**

Die StriSchV enthält die Strahlenschutzgrundsätze. Oberstes Prinzip ist das Strahlenminimierungsgebot. Es besagt, daß Strahlenexpositionen und Kontaminationen unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalles auch unterhalb festgelegter Dosisgrenzwerte so gering wie möglich zu halten sind. Dieses Prinzip gilt sowohl für den bestimmungsgemäßen Betrieb als auch für einen etwaigen Störfall.

Neben Überwachungsvorschriften werden in der StrlSchV Strahlenschutzvorschriften aufgeführt, z. B.:

- Strahlenschutzgrundsätze, insbesondere der § 28
- Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor den Gefahren ionisierender Strahlen, insbesondere der § 45
- Berufliche Strahlenexposition, insbesondere der § 49.

Auslegung und Betriebsplanung der Anlagen sind auf die Einhaltung dieser Vorschriften zu überprüfen.

- **Die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke /SKK 77/**

Die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke enthalten Grundsätze für sicherheitstechnische Anforderungen, die der Auslegung von Kernkraftwerken zugrunde gelegt werden, insbesondere um die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage und den erforderlichen Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter zu gewährleisten.

Insbesondere muß ein Kernkraftwerk gemäß den Grundsätzen der Sicherheitsvorsorge so beschaffen sein und so betrieben werden, daß die Reaktoranlage jederzeit im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen sicher abgeschaltet und in abgeschaltetem Zustand gehalten, die Nachwärme abgeführt und die Strahlenexposition des Personals und der Umgebung unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik auch unterhalb derjenigen Dosisgrenzwerte so gering wie möglich gehalten werden kann, die durch die Vorschriften des Atomgesetzes und der aufgrund des Atomgesetzes erlassenen Rechtsverordnungen festgesetzt sind.

- **Die Störfall-Leitlinien /SFL 83/**

Die Störfall-Leitlinien sind für neuere Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren aufgestellt worden. Sie gelten für Anlagen, für die die erste Teilerrichtungsgenehmigung nicht vor dem 1. Juli 1982 erteilt worden ist. Die Leitlinien können daher nicht

unmittelbar, sondern nur sinngemäß zur Beurteilung des KKW Stendal herangezogen werden.

Die Störfall-Leitlinien legen auf der Grundlage der bisherigen Erfahrungen aus der Sicherheitsanalyse, der Begutachtung und dem Betrieb von Kernkraftwerken fest, welche Störfälle für die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren bestimmend sind und welche Nachweise - vor allem bezüglich der Einhaltung der Störfallplanungswerte des § 28 (3) der StrlSchV - vom Antragsteller zu erbringen sind.

Für Anlagen, auf die die Störfall-Leitlinien anzuwenden sind, müssen die radiologischen Auswirkungen der folgenden repräsentativen Störfälle untersucht werden:

- 2F-Bruch in einer Hauptumwälzleitung
 - Leck in einer primäres Kühlmittel führenden Meßleitung außerhalb des Sicherheitseinschlusses
 - absperrbares Leck in einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitseinschlusses mit gleichzeitigem Auftreten von Schäden an Dampferzeuger-Heizrohren
 - langdauernder Ausfall der Hauptwärmesenke bei betrieblichen Leckagen an Dampferzeuger-Heizrohren
 - Leck in einer Rohrleitung im Abgassystem
 - Brennelementbeschädigung bei der Handhabung
 - Leckage eines Behälters mit radioaktiv kontaminiertem Wasser
 - Leckage eines Behälters aufgrund von Erdbebenauswirkungen.

Die Liste dieser Störfälle ist sinngemäß auf das KKW Stendal zu übertragen, gegebenenfalls sind darüber hinaus WWER-spezifische Störfälle zu betrachten.

Die erforderliche Vorsorge ist nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vorzunehmen.

- **Die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /RSK 84/**

Ausgehend von den in den Sicherheitskriterien genannten grundlegenden Sicherheitszielen hat die Reaktorsicherheitskommission (RSK) in Leitlinien die sicherheitstechnischen Anforderungen, die beim Bau und Betrieb von Druckwasserreaktoren zu erfüllen sind, im einzelnen weiter ausgeführt und präzisiert.

Von besonderer Bedeutung für die Analysen und die sicherheitstechnische Beurteilung der Anlage sind Anforderungen, die in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren aufgeführt und näher spezifiziert sind /RSK 84/. Beispiele hierfür sind:

- Für die Druckwasserreaktoren westdeutscher Bauart wird zur Ermittlung des maximalen Störfalldruckes für den Sicherheitsbehälter neben dem Energie- und Kühlmittelinventar des Primärkreislaufes auch der Energie- und Masseninhalt der Sekundärseite eines Dampferzeugers berücksichtigt
- Die Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger baulicher Anlagen, Systeme und Komponenten gegen Einwirkungen von außen (Erdbeben, Flugzeugabsturz u. a.)
- Die Ausführung und die Anforderungen an das Reaktorschnellabschaltsystem (Anregekriterien, Einfallzeiten der Abschaltstäbe, konstruktive Details).

- **Technische Regeln**

Die Anforderungen aus den aufgeführten Verordnungen und Richtlinien werden in den KTA-Regeln konkretisiert. Sie sind hier nicht im einzelnen aufgeführt. Ein Verzeichnis der in der vorliegenden Bewertung verwendeten KTA-Regeln und DIN-Normen enthält der Anhang 2.

3.2 Anwendung des bundesdeutschen Regelwerkes auf die Anlage Stendal

Im deutschen Regelwerk, insbesondere in den BMI-Kriterien, werden für Sicherheitseinrichtungen Auslegungsanforderungen an Redundanz, Diversität, Entmaschung und räumliche Trennung der Systemstränge gestellt. Dabei ist weitergehend als in den Anforderungen des sowjetischen Regelwerkes an Sicherheitseinrichtungen /PBJ

75/, /OPB 73/ und /OPB 82/ neben dem Einzelfehler auch der Ausfall einer Redundanz aufgrund von Reparatur zu unterstellen /GRS 91/. Zusätzlich zum Einzelfehler werden im sowjetischen Regelwerk Fehler mit Einfluß auf den Störfallablauf an während des Betriebs nicht prüfbaren Komponenten unterstellt. Dies entspricht der Vorgehensweise im deutschen Regelwerk. Hier sind Sicherheitsvorkehrungen für die Beherrschung möglicher Folgen aus Mängeln an Anlageteilen zu treffen, bei denen die zur Erkennung etwaiger Mängel erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen nicht durchgeführt werden können.

Im sowjetischen Regelwerk beschränkt sich das Einzelfehlerkonzept auf aktive Komponenten. Im deutschen Regelwerk werden auch passive Komponenten betrachtet. Der Einzelfehler kann im sowjetischen Regelwerk unberücksichtigt bleiben, wenn die betreffenden (aktiven) Komponenten ein hohes Zuverlässigkeitsniveau besitzen. Eine vergleichbare Einschränkung des Einzelfehlerkonzeptes ist im deutschen Regelwerk nur beim passiven Einzelfehler zulässig. Hier kann unter bestimmten Voraussetzungen auf die Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes auf passive Komponenten verzichtet werden, wenn besondere Anforderungen an eine zuverlässige Auslegung, Fertigung und Überwachung erfüllt sind.

In den genannten Verordnungen und Richtlinien sind die Anforderungen und Vorgehensweisen festgeschrieben worden, die sich in der langjährigen Sicherheitsbeurteilung und Sicherheitspraxis von Kernkraftwerken bewährt haben. Dabei orientieren sich die Vorschriften weitgehend an Konzept und Ausführung von Leichtwasserreaktoren (insbesondere der Druckwasserreaktoren) westdeutscher Bauart. Technische Alternativlösungen zur Erfüllung von Schutzzielen bzw. zur Gewährleistung von Sicherheitsfunktionen, die den Vorschriften des Regelwerks sinngemäß genügen, sind daher nicht ausgeschlossen. Dieser Aspekt ist bei der Beurteilung von Reaktoren anderer Bauart, hier bei der Beurteilung des Anlagenkonzepts des KKW Stendal, mit zu berücksichtigen.

Für die Anlage ist daher zu prüfen, ob mit der vorhandenen Auslegung die zugrundezuliegenden Schutzziele erreicht werden können und ob eine ausreichende Vorsorge zur Vermeidung von Störfällen bzw. zur Beherrschbarkeit von Störfällen getroffen ist.

Sofern gültige Regeln und Richtlinien nicht erfüllt werden, ist zu untersuchen, ob durch die Abweichungen ein Sicherheitsdefizit entsteht und ob gegebenenfalls Ersatzmaßnahmen zum Ausgleich dieses Sicherheitsdefizites möglich sind.

Im Falle eines bundesdeutschen Genehmigungsverfahrens wären als Antragsunterlage ein Sicherheitsbericht gemäß der "Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor" /BMI 76/ und weitere Unterlagen gemäß der "Zusammenstellung der im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen" /BMI 82/ vorzulegen.

Literatur zu Kapitel 3

- /ATG 92/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz),
Neufassung vom 15. Juli 1985, Bundesgesetzblatt I, Nr. 41, vom 31.07.1985, mit Berücksichtigung der letzten Änderungen vom 28. Februar 1992 gemäß Bundesgesetzblatt I, S. 376
- /BMI 76/ Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor, Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 26. Juli 1976, Gemeinsames Ministerialblatt Nr. 15, 1976
- /BMI 82/ Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen (ZPI),
verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 7. September 1982,
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 20. Oktober 1982, Bundesanzeiger Nr. 6a vom 11. Januar 1983
- /GRS 91/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit
Vergleich der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des BMI vom 21. Oktober 1977 mit den Prinzipien der Gewährleistung der Sicherheit von Kernenergieanlagen bei Projektierung, Bau und Betrieb
OPB-73 (1973)
Interner Bericht, 1991
- /OPB 82/ Staatliches Komitee zur Anwendung der Atomenergie in der UdSSR
Allgemeine Richtlinien zur Gewährleistung der Sicherheit von Kernenergieanlagen bei der Projektierung, Errichtung und Betrieb,
OPB-82

- /OPB 73/ Ministerium für Energiewirtschaft und Elektrifizierung der UdSSR
Allgemeine Prinzipien zur Gewährleistung der Sicherheit von Kernenergie-
anlagen bei der Projektierung, Errichtung und Betrieb,
OPB-73
- /PBJ 74/ Staatliches Komitee zur Anwendung der Atomenergie in der UdSSR
Regeln der nuklearen Sicherheit von KKW
PBJa-04-74
- /RSK 84/ Reaktor-Sicherheitskommission
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981, Bundesanzeiger Nr. 69 vom
14.04.1982, mit Berücksichtigung der Änderungen gemäß Bundesanzei-
ger Nr. 106 vom 10. Juni 1983 und Bundesanzeiger Nr. 104 vom 5. Juni
1984
- /SFL 83/ Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druck-
wasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV,
-Störfall-Leitlinien- ,
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 18.10.1983,
Bundesanzeiger Nr. 245a vom 31. Dezember 1983
- /SKK 77/ Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke,
verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 22. März und
12. Oktober 1977,
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 21. Oktober 1977,
Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. November 1977
- /SSV 89/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen
(Strahlenschutzverordnung-StrlSchV),
Neufassung vom 30. Juni 1989, Bundesgesetzblatt I, Nr. 34, vom 12. Juli
1989, mit Berücksichtigung der Berichtigungen und Änderungen bis zur 2.
Änderung gemäß Bundesgesetzblatt II, Nr. 35, vom 28. September 1990

4 Kernauslegung und druckführende Komponenten

4.1 Kernauslegung

4.1.1 Kernanordnung und Brennstoffkassetten

- **Beschreibung**

Der Kern des WWER-1000 vom Typ W-320 in Stendal A besteht aus 163 hexagonalen Kassetten mit einer Schlüsselweite von 23.4 cm. Jede Brennstoffkassette (Brennelement) enthält 312 Brennstäbe, ein Zentralrohr und 18 Führungsrohre für das Steuerelement. Im Kern sind 61 Steuerelemente vorgesehen. Die Brennstoffkassette ist nach außen offen, wie im Druckwasserreaktor (DWR) üblich, und hat keinen geschlossenen Kassettenkasten wie im WWER-440. Die Brennstoffkassette unterscheidet sich von der des WWER-440 in der Schlüsselweite (14.3 cm) und der Anzahl der Brennstäbe (126), sowie in der Verwendung von Absorberfingerstäben gegenüber der speziellen Konstruktion der Steuerelemente im WWER-440, bestehend aus einem unteren Brennstoffteil und einem oberen Absorbenteil.

Die Brennstoffkassetten sind im Schacht (Kernbehälter) angeordnet. Der untere Teil des Schachtes wird von einem perforierten elliptischen Schachtboden gebildet. Das Kühlmittel strömt aus den vier Kühlkreisläufen über den Ringraum zwischen Schacht und Reaktordruckgefäß zunächst durch die Öffnungen des Schachtbodens und dann in die perforierten Stützrohre für die Brennstoffkassetten (siehe Bild 4.1-1). Die Brennstoffkassetten werden von oben an den Kassettenköpfen durch den Schutzrohrblock fixiert. Das aufgeheizte Kühlmittel strömt in den oberen Teil des Schachtes und über seitliche Öffnungen in einen Ringraum und dann in die Hauptumwälzleitungen. Dieser Ringraum im heißen Bereich ist gegenüber dem darunterliegenden Ringraum durch einen Trennring abgedichtet.

Die Kernbeladung erfolgt mit Brennstoffkassetten unterschiedlicher Brennstoffanreicherung.

Für die nukleare Kernauslegung ist von Bedeutung, daß das ursprüngliche Reaktorprojekt von einer zweijährigen Einsatzzeit der Brennstoffkassetten ausging, während

derzeit für andere WWER-1000-Projekte nur noch dreijährige Einsatzzeiten geplant werden.

Für den 2-Jahreseinsatz waren für den Erstkern vorgesehen

- 42 Brennstoffkassetten mit 3.3 % Anreicherung,
davon 6 mit Anreicherungsprofil,
- 42 Brennstoffkassetten mit 3.0 % Anreicherung,
- 79 Brennstoffkassetten mit 2.0 % Anreicherung.

Für den 3-Jahreseinsatz wird die folgende Beladung für den Erstkern vorgesehen

- 54 Brennstoffkassetten mit 4.4 % Anreicherung,
davon 30 mit Anreicherungsprofil (3.6 %),
- 55 Brennstoffkassetten mit 3.0 % Anreicherung,
- 54 Brennstoffkassetten mit 1.6 % Anreicherung.

Die Nachladung erfolgt mit Brennstoffkassetten der hohen Anreicherung.

Die Brennstäbe in einer Brennstoffkassette haben normalerweise die gleiche Anreicherung. Für Brennstoffkassetten mit hoher Anreicherung sind auch profilierte Auslegungen vorgesehen, wobei die äußere Brennstabreihe eine geringere Anreicherung hat. Die wesentlichen Daten der Brennstoffkassetten und der Steuerelemente sind in den Tabellen 4.1-1 und 4.1-2 zusammengestellt. Für den WWER-1000 sind Brennstoffkassetten mit abbrennbaren Giften wie Borkarbid verfügbar, Auslegungen mit Gadolinium oder anderem Material befinden sich in der Entwicklungs- und Erprobungsphase.

Die Brennstofftabletten haben eine Innenbohrung, deren Größe in Abhängigkeit von Erfahrungen aus Bestrahlungstests optimiert wird.

Die Kernbeladung erfolgt nach einem Außen-Innen-Konzept, bei dem Brennstoffkassetten mit hoher Anreicherung im ersten Einsatzjahr am Kernrand eingesetzt und in den folgenden Betriebszyklen in den Innenbereich des Reaktorkerns umgeladen werden.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die sicherheitstechnischen Anforderungen ergeben sich aus allgemeinen Grundsätzen zur Auslegung und Qualitätssicherung sowie aus Anforderungen in den BMI-Sicherheitskriterien, Kriterium 3.1 (Reaktorauslegung), Kriterium 3.2 (Inhärente Sicherheit), den RSK-Leitlinien für DWR, Abschnitt 3 (Reaktorkern), und den Anforderungen in der KTA-Regel 3101, Teil 2 (Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme).

- **Bewertung**

Durch die zahlreichen Änderungen in der geplanten Kernbeladung infolge des Übergangs vom 2-Jahreseinsatz zum 3-Jahreseinsatz und die damit erforderliche Optimierung der Brennstoffkassettenauslegung liegen für das Projekt Stendal nur unvollständige Auslegungsrechnungen für das neutronenphysikalische Verhalten des Reaktorkerns vor. Die Angaben von sowjetischer Seite im Technischen Projekt sind nicht detailliert und durch die Weiterentwicklung in der Kernbeladung überholt. Die Kernbeladung für den 2-Jahreszyklus ist sicherheitstechnisch problematisch durch die hohen Borkonzentrationen zu Beginn des Zyklus und der sich daraus ergebenden positiven Moderator-temperatur-Reaktivitätskoeffizienten. Für den 3-Jahreseinsatz liegen Berechnungen von deutscher Seite von K.A.B. vor /KAB 91a/. Diese Berechnungen berücksichtigen jedoch nicht den geplanten Einsatz von Gadolinium als abbrennbares Gift im Brennstoff, zum anderen sind die Berechnungen unvollständig. Aus diesem Grund kann die Bewertung der nuklearen Auslegung nur vorläufig im Sinn einer Konzeptbewertung sein. Für die Auslegung mit einem 3-Jahreseinsatz der Brennstoffkassetten ist ein vollständiger Auslegungsbericht zu erstellen (E 4.1-1).

Die Unterschiede in der Auslegung der Brennstoffkassetten zu anderen DWR-Brennelementen erscheinen nicht wesentlich. Die vorgesehene Optimierung der Auslegung in Hinsicht auf den Einsatz abbrennbarer Absorber folgt den entsprechenden Entwicklungen für westliche Kernkraftwerke. Die Beladestrategie nach dem Außen-Innen-Konzept führt zu hohem Neutronenfluß am Kernrand und bewirkt infolgedessen eine hohe Neutronenbestrahlung für das Reaktordruckgefäß. In deutschen Druckwasserreaktoren wird heute nur noch eine Low-Leakage-Beladung nach dem Innen-Außen-Konzept eingesetzt. Diese Kernbeladung erlaubt zusätzlich eine bessere Brennstoffnutzung, erfordert jedoch den Einsatz von abbrennbaren Giften, wie z. B. Gadolinium,

in den Brennstoffkassetten. Die Anordnung der Brennstoffkassetten im Kern sollte daher optimiert werden, dabei sollte eine Low-Leakage-Beladung zur Verringerung der Neutronenbestrahlung des Druckgefäßes angestrebt werden (E 4.1-2).

4.1.2 Leistungsregelung und Abschaltsicherheit

- **Beschreibung**

Zur Reaktorleistungsregelung bzw. zur Abschaltung werden das Steuer- und Schutzsystem (SUS), das Zuspeisesystem für Borsäure und Deionat oder das HD-Havarie-boreinspeisesystem eingesetzt.

Die Systeme werden für folgende Funktionen benutzt:

- Anfahren des Reaktors nach Beladung bis auf Nulllast-heiß und niedrige Leistung
- Automatische Leistungsregelung im Leistungsbereich einschließlich Xenonregelung
- Kompensation der Reaktivitätsänderungen durch den Abbrand des Brennstoffs
- Schnellabschaltung des Reaktors durch Einfall aller Steuerelemente
- Abschaltung des Reaktors durch Boreinspeisung.

Die Abschaltfunktionen haben Vorrang vor den Funktionen zur Leistungsregelung.

Im Reaktorkern sind 61 Steuerelemente vorgesehen, die in zehn Gruppen eingeteilt sind. Acht Steuerelementgruppen enthalten jeweils ein Steuerelement im 1/6-Sektor, also sechs Steuerelemente. Eine Steuerelementgruppe umfaßt neun Steuerelemente. Die Gruppe 5 wird zur Xenonregelung benutzt und enthält das zentrale Steuerelement und noch drei weitere Steuerelemente.

Die betriebliche Abbrandkompensation erfolgt mit Gruppe 10, die sechs Steuerelemente umfaßt. Die anderen Steuerelementgruppen sind im Leistungsbetrieb ausgefahren, um den Reaktor bei Anforderung abzuschalten. Die betriebliche

Fahrgeschwindigkeit der Steuerelemente ist konstant und beträgt 2 cm/s. Das Einfallen der Steuerelemente zur Abschaltung erfolgt in 1.5 bis 4 s. Der Operateur hat die Möglichkeit, beliebige Steuerelementkombinationen einzufahren.

Die gegenseitige Kompensation der Reaktivitätsbindung durch Steuerelemente oder Änderung der Borkonzentration scheint durch technische Einrichtungen nicht eingeschränkt zu sein. Es ist keine Einfahrbegrenzung der Steuerelemente vorgesehen.

Für die Leistungsregelung sind mehrere Prinzipien, siehe auch Abschnitt 6.4.2.3, vorgesehen. Nach einem Regelprinzip wird der Frischdampfdruck im gesamten Bereich konstant gehalten und die mittlere Kühlmitteltemperatur steigt entsprechend der Kopplung mit der Wärmeübertragung im Dampferzeuger stetig mit der Leistungserhöhung an. Nach dem anderen Regelprinzip wird bis zu einer Leistung von 80 % der Nennleistung der Frischdampfdruck konstant gehalten und bei höheren Leistungen die mittlere Kühlmitteltemperatur konstant gehalten, also der Frischdampfdruck entsprechend abgesenkt. Die bevorzugte Betriebsweise soll das erste Regelprinzip mit konstantem Frischdampfdruck sein. Die Leistung des Reaktors wird durch die Steuerelementstellung und die Einstellung der Borkonzentration durch den Operateur eingestellt. Die Betriebsparameter des Reaktorkerns verändern sich durch dieses Betriebskonzept in einem größeren Bereich. Dies hat Auswirkungen auf die wirksamen Reaktivitätskoeffizienten und die Reaktivitätsbilanz zur Abschaltsicherheit.

Für den Nachweis der Abschaltsicherheit von 1 % Unterkritikalität wird der Ausfall des wirksamsten Steuerelementes berücksichtigt.

Die Schnellabschaltung erfolgt nach Anregung vom Reaktorschutz durch Einfallen der Steuerelemente. Die Anregung erfolgt z. B. von der Neutronenflußaußeninstrumentierung im Leistungsbereich über das Signal "Neutronenfluß hoch". Vorausgehende Maßnahmen zur Reaktorleistungsbegrenzung im Rahmen des Warnschutzes sind eine Ausfahrverriegelung für die Steuerelemente oder ein Einfahren der Steuerelemente mit normaler Einfahrgeschwindigkeit. Die Anregungen zur Reaktorschnellabschaltung sind ausführlich im Zusammenhang mit dem Havarieschutzsystem, der Leittechnik zur Reaktorschnellabschaltung, im Abschnitt 6.4.3.1 dargestellt.

Die Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems reicht nur zu einer Abschaltung in den Zustand "heiß, unterkritisch" /KAB 91a/. Es muß daher zusätzlich boriert werden,

bevor die Anlage in den Zustand "kalt, unterkritisch, xenonfrei" überführt werden kann. Grundsätzlich stehen in Abhängigkeit der zugrundegelegten Ereignisabläufe für eine Vergiftung das Zuspeisesystem, das Havariekühlsystem bei Leckstörfällen oder das HD-Havarieboreinspeisesystem zur Verfügung.

Die verfahrenstechnische Bewertung der Abschaltssysteme erfolgt in Abschnitt 6.2.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Zur Bewertung der Leistungsregelung werden die bereits in Abschnitt 4.1.1 genannten Bewertungsmaßstäbe und zur Abschaltung das BMI-Kriterium 5.3 (Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Kernreaktors) sowie die in KTA 3103 genannten Anforderungen für Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren herangezogen. Darin werden zur Abschaltung zwei unabhängige und verschiedenartige Abschalteinrichtungen gefordert, um die Kettenreaktion mit ausreichender Abschaltsicherheit zu beenden.

Eine der beiden Abschalteinrichtungen, das Schnellabschaltssystem, muß für sich allein in der Lage sein, den Kernreaktor aus jedem Betriebszustand und aus jeder Störfallsituation heraus auch bei Ausfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements so schnell unterkritisch zu machen und hinreichend lange zu halten, daß die jeweils spezifizierten Grenzwerte des Reaktoranlage nicht überschritten werden.

Das Schnellabschaltssystem und der Reaktorkern sind so auszulegen, daß nach Abschaltungen bis zur Sicherstellung der Unterkritikalität durch das Vergiftungssystem der Betrag der Netto-Abschaltreaktivität bei rechnerischer Nachweisführung den Wert von 1% nicht unterschreitet. Das Vergiftungssystem muß den Reaktor im Zustand "kalt, xenonfrei, unterkritisch" halten können. Mit bewährten Auslegungsrechenverfahren ist ein rechnerischer Betrag der Netto-Abschaltreaktivität von 1% nachzuweisen.

Vergiftungssysteme, die die Funktion eines zweiten, vom Schnellabschaltssystem unabhängigen Abschaltsystems erfüllen sollen, müssen in der Lage sein, den Reaktor unabhängig vom Steuerstabsystem aus allen Zuständen des bestimmungsgemäßen Betriebes heraus, die keine schnellen Reaktivitätsänderungen erfordern, unterkritisch zu machen und auch im reaktivsten Zustand, der nach der Abschaltung auftreten kann, unterkritisch zu halten. Für die Vergiftungssysteme in der Funktion eines

zweiten Abschaltsystems ist langfristig rechnerisch eine Abschaltreaktivität von 1% nachzuweisen, wenn eine Überwachung des Neutronenflusses und der Absorberkonzentration vorgenommen wird. Liegen diese Voraussetzungen nicht vor, so ist das Vergiftungssystem so auszulegen, daß ein rechnerischer Betrag der Abschaltreaktivität von 5% eingehalten wird.

Für die beiden Abschaltssysteme sind die zur Erfüllung ihrer Aufgaben erforderlichen Wirksamkeiten und Geschwindigkeiten durch repräsentative Analysen von angenommenen Ereignisabläufen zu ermitteln.

Falls Komponenten der Abschaltssysteme für betriebliche Regelungsaufgaben eingesetzt werden, so ist durch ihre Auslegung und durch sicherheitstechnische Bedingungen für den Betrieb sicherzustellen, daß die für die Abschaltung benötigte Wirksamkeit dieser Komponenten in jedem Betriebszustand erhalten bleibt.

- **Bewertung**

Das Leistungsregelkonzept, wie es bisher vorgesehen ist, überläßt dem Operateur oder den betrieblichen Regelungen zu sehr die Wahl für den Einsatz der Steuerelemente oder der Bor- und Deionateinspeisung und führt zu häufigen Verfahren von Steuerelementen. Es ist eine Begrenzung der zulässigen Steuerelementstellung vorzusehen, um die Wirksamkeit der Schnellabschaltung in allen Betriebszuständen sicherzustellen (E 4.1-3). Der Vorrang des Havarieschutzes gegenüber betrieblichen Anforderungen des Schnellabschaltsystems wird bei der Leittechnik, Abschnitt 6.4, behandelt.

Durch die vorgesehene Flexibilität in der Betriebsweise des Reaktorkerns sind große Änderungen in den Betriebsparametern möglich. Die Ergebnisse der Untersuchungen zur Abschaltsicherheit für einen 3-Jahreszyklus, wie er nunmehr geplant ist, liegen nicht vor. In diesen Untersuchungen ist für alle zulässigen Betriebszustände nachzuweisen, daß die Abschaltung zu einer Unterkritikalität von mindestens 1 % führt, bis die Unterkritikalität durch die Vergiftungssysteme gewährleistet wird (E 4.1-4). Die Bewertung der erforderlichen Geschwindigkeiten der Abschaltssysteme muß im Rahmen der Störfallanalyse erfolgen.

Die aus der Betriebserfahrung bekannten Schwierigkeiten mit Xenonschwingungen haben sicherlich ihre Ursache auch in der bisher gewählten Leistungs- und Leistungsdichteverteilungsregelung. Durch das häufige Verfahren von Steuerelementen zur Leistungsregelung wird das Gleichgewicht zwischen Leistungsdichteverteilung und Xenon-Konzentration gestört. Die zeitlichen Änderungen der Xenon-Konzentration und deren Auswirkungen auf die Leistungsdichteverteilung können zusätzliche Steuerelementbewegungen erforderlich machen, so daß schließlich Xenon-Schwingungen angeregt werden. Ein verbessertes Regelungskonzept für die Leistungs- und Leistungsdichteverteilung kann die Leistungsdichteänderungen verringern und deshalb auch die Anregung von Xenon-Schwingungen vermeiden. Für die Xenonregelung wurden zwischenzeitlich teillange Steuerelemente eingeführt, die aber nach dem letzten Stand /MRE 92/ zukünftig nicht mehr zum Einsatz kommen sollen. Diese teillangen Steuerelemente sollten vermieden werden (E 4.1-5). Die Leistungsdichteverteilungsregelung einschließlich der Xenonregelung ist zu automatisieren (E 4.1-6).

Zur Ergänzung der Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems im Langzeitbereich und als zweites Abschaltssystem sind Boreinspeisesysteme vorgesehen. Für beide Funktionen liegen keine Reaktivitätsbilanzen vor. Daher ist für das als Ergänzung des Schnellabschaltsystems vorgesehene Boreinspeisesystem nachzuweisen, daß es auch bei Annahme eines Einzelfehlers den Reaktor ausreichend entsprechend den Anforderungen (1 % Nettoabschaltreaktivität) unterkritisch machen kann (E 4.1-7). Für das zweite Abschaltssystem ist bei Überwachung des Neutronenflusses und der Absorberkonzentration rechnerisch eine Abschaltreaktivität von 1 %, ohne die Überwachungsmaßnahmen von 5 % nachzuweisen (E 4.1-8).

4.1.3 Kerninstrumentierung

- **Beschreibung**

Die Aufgabe der Kerninstrumentierung ist eine ausreichende Überwachung der zulässigen Kernzustände.

Die Kerninstrumentierung besteht aus einer Außeninstrumentierung als Teil des SUS-Systems für den Anfahrbereich, Übergangsbereich und Leistungsbereich, von der die Anregungen "Neutronenfluß hoch" und "Reaktorperiode hoch" für den Reaktorschutz

abgeleitet werden, und der Kern-Inneninstrumentierung bestehend aus Neutronenflußmessungen und Temperaturmessungen.

Die Inneninstrumentierung erfaßt die Brennstoffkassettenaustrittstemperaturen an 95 Stellen durch Thermoelemente oberhalb der Brennstoffkassetten. Die Neutronenflußverteilung wird in 64 Meßbläzen mit jeweils sieben Rhodium-Detektoren, also 448 Meßpositionen erfaßt. Die Kalibrierung soll durch Vergleich mit der thermischen Gesamtleistung und dem Vergleich mit den gemessenen Kassettenaustrittstemperaturen erfolgen. Die Meßwerte der Detektoren werden über Koeffizienten im Prozeßrechner in Leistungsdichtewerte umgerechnet. Die Inneninstrumentierung dient nur zur Information über den Kernzustand. Es werden bisher keine aktiven Maßnahmen zur Leistungsbegrenzung oder zur Abschaltung abgeleitet. Die Meßwerte der Detektoren werden mit Grenzwerten für die verschiedenen axialen Höhen verglichen. Bei Überschreitung der Grenzwerte erfolgt eine Warnung für den Operator, so daß die Einhaltung der zulässigen Leistungsdichte durch Handmaßnahmen erfolgt. Es werden Entwicklungsarbeiten durchgeführt, um die Grenzwertüberschreitungen in einem automatischen Begrenzungssystem zu verwenden, z. B. durch eine Verriegelung der Steuerelementausfahrbewegungen. Die Meßsonden mit den Rhodiumdetektoren wurden inzwischen weiterentwickelt, so daß zusätzlich die Kühlmitteltemperaturen im Eintritt und im Austritt der Instrumentierungssonde gemessen werden können. Diese direkt zugeordneten Temperaturmessungen sollen die Kalibrierung der Detektormessungen verbessern.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Als Bewertungsmaßstäbe werden die in Abschnitt 4.1.1 genannten BMI-Sicherheitskriterien, die RSK-Leitlinien für DWR, die KTA-Regel 3101, Teil 2, sowie die KTA-Regel 3501 herangezogen.

- **Bewertung**

Die Kern-Inneninstrumentierung zur Messung der Neutronenflußdichte und der Kühlmitteltemperaturen ist in Hinsicht auf die Anzahl der Detektoren sehr umfangreich, aber für beide Meßsysteme verbleiben offene Fragen.

Die von den Thermoelementen an den Kassettenköpfen gemessenen Temperaturen können nicht direkt der Leistung in einer Brennstoffkassette zugeordnet werden, da auf der Strecke zwischen Brennstoffkassettenaustritt und Meßstelle von 30-50 cm eine Durchmischung der Strömung stattfinden kann. Bei der Auswertung der Betriebserfahrungen zeigte sich eine Abhängigkeit von der Steuerelementstellung.

Für die Anzeigen der Rhodium-Detektoren gibt es keine Möglichkeit der Überprüfung durch ein zusätzliches System wie z. B. verfahrbare Spaltkammern oder ein Kugelmeßsystem wie in deutschen Druckwasserreaktoren. Die vorliegende Betriebserfahrung für das System zur Messung der Leistungsdichteverteilung ist deshalb genauer darzustellen und auszuwerten. Dabei ist die Genauigkeit der Messung und deren Überprüfung während der Betriebszeit nachzuweisen (E 4.1-9).

Das Konzept der Kern-Inneninstrumentierung sollte überprüft werden, um die fest installierten Leistungsverteilungsdetektoren durch ein zusätzliches System zur Eichung und Überprüfung zu ergänzen (E 4.1-10).

Die Kern-Inneninstrumentierung sollte nicht allein zur Überwachung der Leistungsverteilung eingesetzt werden, sondern durch Verbindung mit dem Steuerelementregelsystem zu einem automatischen Leistungsbegrenzungs-system erweitert werden (E 4.1-11).

4.1.4 Thermohydraulische Kernausslegung

- **Beschreibung**

Das Ziel der thermohydraulischen Auslegung ist der Nachweis einer ausreichenden Kühlung der Brennstäbe, um die Integrität der Brennstabhüllrohre sicherzustellen, welche das radioaktive Inventar dicht einschließen.

Als Kenngröße der ausreichenden Kühlung ist für DWR das DNB-Verhältnis eingeführt, welches sich für jeden Brennstababschnitt aus dem Verhältnis der kritischen Wärmestromdichte zu der aktuellen Wärmestromdichte berechnet. Zur Berücksichtigung der ungünstigsten Kühlungsbedingungen wird ein Heißkanal betrachtet, der durch die Heißkanalfaktoren definiert wird.

In den Untersuchungen von K.A.B. wurden folgende Faktoren angesetzt:

radialer Leistungsfaktor für die Kassetten	$K_v = 1.30$
lokaler Leistungsfaktor innerhalb der Kassetten	$K_\mu = 1.20$
axialer Leistungsfaktor	$K_z = 1.50$
techn. Kanalfaktor für die Wärmestromdichte	$K_q = 1.16$
$F_{\Delta H}$ -Faktor	$F_{\Delta H} = 2.03$
Maximale Stablängenleistung	448 W/cm

Zur Berechnung der DNB-Werte wird die Korrelation von Besrukov/Astachov verwendet. Für ausgewählte betriebliche Zustände wurden minimale DNB-Verhältnisse von 1.50 bis 1.75 mit dieser Korrelation berechnet. Der zulässige DNB-Wert für den stationären Reaktorbetrieb ergibt sich mittelbar aus den Störfallanalysen für den vollständigen Ausfall aller Hauptumwälzpumpen, wofür nachzuweisen ist, daß das minimal zulässige DNB-Verhältnis nicht unterschritten wird. Dabei sind die ungünstigsten Bedingungen für die Reaktorleistung und den Massenstrom im Ausgangszustand sowie für die Wirksamkeit der Schnellabschaltung zu berücksichtigen. Hierfür liegen bisher keine detaillierten Untersuchungsergebnisse vor.

Für die Bewertung der Ergebnisse ist die Genauigkeit der thermohydraulischen Korrelationen von Bedeutung. Für WWER-Reaktoren wird für die Auslegung die Korrelation von Besrukov/Astachov bevorzugt. Vom Kurtschatow-Institut wurden hierzu im Zusammenhang mit der Sicherheitsbeurteilung des KKW Greifswald, Block 5, folgende Angaben gemacht: Auf der Grundlage von etwa 800 Versuchspunkten wurde ein Mittelwert von 1.01 bestimmt und ein mittlerer quadratischer Fehler von $\sigma = 13.1 \%$ angegeben.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die Anforderungen für die thermohydraulische Kernauslegung sind in der KTA-Regel 3101, Teil 1, Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung, festgelegt.

- **Bewertung**

Die Eingangsgrößen für die thermohydraulische Auslegung bezüglich der verwendeten Heißkanalfaktoren ergeben sich aus der nuklearen Auslegung. Die vollständigen

nuklearen Berechnungen für einen 3-Jahreseinsatz sind nicht verfügbar, um die ungünstigsten Leistungsverteilungen zu bestimmen. Unter Berücksichtigung der möglichen ungünstigsten Ausgangsbedingungen bezüglich Reaktorleistung, axialer Leistungsverteilung und Kerndurchsatz sind die auslegungsbestimmenden Transienten wie z.B. der vollständige Ausfall der Hauptumwälzpumpen oder einer Hauptumwälzpumpe zu analysieren, um die Einhaltung der minimal zulässigen DNB-Werte zu überprüfen (E 4.1-12).

Die bisher verfügbaren Angaben zur thermohydraulischen Korrelation, die nicht eindeutig sind, müssen überprüft werden. Insbesondere ist die experimentelle Grundlage zur Aufstellung der DNB-Korrelation bezüglich der Genauigkeit und des Gültigkeitsbereichs der DNB-Korrelation zu dokumentieren (E 4.1-13).

Es sollte möglich sein, den Nachweis bezüglich der Einhaltung der zulässigen DNB-Werte zu führen. In diesem Rahmen ist zu prüfen, ob ein System zur Leistungsdichtebegrenzung einschließlich DNB-Signal zur Reaktorschnellabschaltung, abgeleitet von der Kern-Inneninstrumentierung, aus sicherheitstechnischen Gründen notwendig ist (E 4.1-14).

4.1.5 Einbauten des Reaktordruckgefäßes

4.1.5.1 Konstruktion

- **Beschreibung**

Die Einbauten des Reaktordruckgefäßes sind die Bauteile innerhalb des Behälters, die der Strömungsführung des Kühlmittels und der Aufnahme des Reaktorkerns dienen. Die Kernbauteile, die sich innerhalb des Reaktorkerns befinden (Brennstoffkassetten, Steuerstabelemente), werden im nachfolgenden Abschnitt 4.1.6 behandelt.

- Schacht

Der Schacht führt das Kühlmittel im Reaktor und nimmt das Absperrblech, die Brennstoffkassetten und den Schutzrohrblock auf (siehe Bild 4.1-1). Der Schacht besteht aus einem vertikalen aus acht Blechschüssen gefertigtem Zylinder sowie aus einem

elliptischen Boden. Am oberen Ende liegt er mit seinem Flansch auf dem Auflagebund des Druckgefäßflansches auf. Zwischen den Ein- und Austrittsstutzen des Reaktor-druckgefäßes ist am Schacht ein Bund vorhanden, dessen Stirnfläche zur Verminderung von Leckagen zwischen heißem und kaltem Kühlmittel einer Dichtung versehen ist. Im unteren Bereich sind im Schacht Nuten eingearbeitet, mit welcher er über Pratzten mit dem Druckgefäß verbunden und zentriert ist, sich aber axial verschieben kann. Im Bereich der Austrittsstutzen des Reaktor-druckgefäßes ist der Schacht mit Bohrungen versehen, durch die das heiße Kühlmittel durchmischt austritt. Außerdem sind hier zwei Durchtrittsöffnungen für die Notkühlwasserzuführung vorhanden. Im unteren Zylinderteil sind auf der Schachttinnenseite sechs senkrecht angeordnete Gruppen von Stegen angeordnet, die der Zentrierung des Absperrblechs dienen.

Das untere Ende des Schachtes besteht aus einem perforierten Boden. Durch diese Bohrungen tritt das Kühlmittel durchmischt in das Schachttinnere ein. In dem Boden sind zudem die 163 Auflagezylinder montiert, die die Brennstoffkassetten tragen. Die Seitenführung dieser Zylinder wird im oberen Teil durch einen Gitterrost gewährleistet, der gleichzeitig zur Auflagerung und Fixierung des Absperrbleches dient. Die oberen Teile der Auflagezylinder sind perforiert, so daß das Kühlmittel direkt in die Brennstoffkassetten strömen kann.

- Absperrblech (Mantel des Reaktorkerns)

Das Absperrblech dient der seitlichen Begrenzung des Reaktorkerns und absorbiert zudem einen Teil der nach außen dringenden Neutronenstrahlung. Es besteht aus vier geschmiedeten Schüssen, die untereinander mit Schrauben verbunden und durch Bolzen zentriert sind. Die Innenoberfläche ist der äußeren Kontur des Reaktorkerns angepaßt. Das Absperrblech wird mit sechs Gewindebolzen mit dem oben aufgeführten Gitterrost unten im Schacht verbunden. Außen sind sechs Nuten eingearbeitet, in welche die sechs Stegruppen eingreifen.

- Schutzrohrblock

Der Schutzrohrblock nimmt im Leistungsbetrieb die Steuerelemente auf, zentriert die Köpfe der Brennstoffkassetten und trägt die Kerninstrumentierung. Der Schutzrohrblock besteht aus dem Mantel sowie aus dem oberen und dem unteren Gitter. Die beiden Gitter sind durch 61 Schutzrohre verbunden. Das untere Gitter hat

Einrichtungen zum Zentrieren und Niederhalten der Brennstoffkassetten. Weiterhin gibt es beim unteren wie auch beim oberen Gitter Bohrungen für die Schutzrohre und die Kerninstrumentierung. Der Schutzrohrblock und damit auch die Brennstoffkassetten werden vom aufgesetzten RDG-Deckel niedergehalten.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die vorliegende Bewertung der Konstruktion beschränkt sich auf einen Vergleich mit den entsprechenden Teilen in deutschen Druckwasserreaktoren; insbesondere wird hier das Kernkraftwerk Brokdorf herangezogen. Zur Betriebserfahrung von WWER-1000-Reaktoren hinsichtlich der Reaktordruckgefäßeinbauten liegen keine Informationen vor.

- **Bewertung**

- Schacht

Dieses Bauteil entspricht im wesentlichen in Funktion, Aufbau, Auflagerung im Reaktordruckgefäß und in den Belastungen dem Kernbehälter in deutschen Druckwasserreaktoren. Geringfügige Unterschiede liegen im Kühlmittleinlaß und -auslaß sowie in der Auflagerung der Brennstoffkassetten.

- Absperrblech

Dieses Bauteil ist in deutschen Druckwasserreaktoren so nicht vorhanden. Die Kernumfassung als äußere Berandung des Kerns ist in diesen Reaktoren mit Hilfe der Formrippenebenen direkt am Kernbehälter befestigt.

- Schutzrohrblock

Dieses Bauteil entspricht in seiner Funktion im wesentlichen dem oberen Kerngerüst in deutschen Druckwasserreaktoren.

4.1.5.2 Werkstoffe

- **Beschreibung**

- Grundwerkstoff

Für die oben beschriebenen Teile der Einbauten des Reaktordruckgefäßes wurde der austenitische Werkstoff 08Ch18N10T eingesetzt. Die Anforderungen an die Festigkeitswerte und die Bruchdehnung sind in /SPE 90/ festgelegt. Über die chemischen Analysewerte können für diesen Werkstoff in /SPE 90/ keine Angaben entnommen werden.

- Schweißzusatzwerkstoffe

Über die Schweißzusatzwerkstoffe können den vorhandenen Unterlagen ebenfalls keine Angaben entnommen werden.

Für den Grundwerkstoff und die Schweißzusatzwerkstoffe liegen, gleiche Werkstoffe vorausgesetzt, Betriebserfahrungen aus dem bisherigen Betrieb anderer WWER vor.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Zur Bewertung werden die KTA-Regel 3204 sowie die DIN-Normen DIN 17440 und DIN 8556 herangezogen.

- **Bewertung**

- Grundwerkstoff

Die Mindestanforderung an die Festigkeitskennwerte und die Bruchdehnung entsprechen nach /SPE 90/ etwa denen des Werkstoffes X 6 CrNiTi 18 10 (1.4541) in DIN 17440 bzw. KTA 3204. Da aus /SPE 90/ für die Analysewerte dieses Werkstoffes keine Angaben entnommen werden können, andererseits dieser Werkstoff auch für die RDG-Einbauten anderer KKW sowjetischer Bauart eingesetzt wurde, wird hier auf die entsprechende Spezifikation des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 5 /SKO 83/, zurückgegriffen. Danach entspricht dieser Werkstoff in seiner chemischen Analyse

ebenfalls dem Werkstoff X 6 CrNiTi 18 10 (1.4541) in DIN 17440 bzw. KTA 3204. Die weitergehenden Anforderungen der KTA 3204 werden gleichfalls erfüllt. Abweichend hiervon ist lediglich der etwas höhere Kohlenstoffgehalt. Außerdem liegen nach /SKO 83/ die Mindestwerte für die Streckgrenze bei 325° C beim 08 Ch18N10T etwas höher.

Aufgrund seiner chemischen Analysewerte und der Festigkeitskennwerte erfüllt der Werkstoff generell die Anforderungen der KTA 3204 und erscheint deshalb aus heutiger Sicht für diesen Einsatzzweck geeignet, wobei der nach KTA zu hohe Kohlenstoffgehalt noch zu bewerten ist (E 4.1-15).

- Schweißzusatzwerkstoffe

Unter der Voraussetzung gleicher Schweißzusatzwerkstoffe wie bei den entsprechenden Bauteilen des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 5, gilt dann auch hier: Die in /SKO 83/ aufgeführten Schweißzusatzwerkstoffe entsprechen in ihrer chemischen Analyse in etwa dem in DIN 8556 und in der KTA 3204 zugelassenen Werkstoff 19 9Nb. Der Kohlenstoffgehalt ist jedoch höher als in DIN 8556 und in KTA 3204 zugelassen und deshalb wie beim Grundwerkstoff ebenfalls noch zu bewerten (E 4.1-15).

Die verwendeten Grundwerkstoffe und die Schweißzusatzwerkstoffe sind entsprechend ihren Materialspezifikationen, insbesondere hinsichtlich ihres Kohlenstoffgehalts unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung zu bewerten (E 4.1-15).

4.1.5.3 Auslegung

- **Beschreibung**

- **Betrieb**

Während des Betriebes müssen die Einbauten bestimmte Funktionen erfüllen. Daraus resultierende Belastungen müssen ertragen und aufgenommen werden. Laut /OKB 81/ wurden Festigkeitsberechnungen der Einbauten für Betriebsbedingungen durchgeführt.

- Störfälle

Laut /OKB 81/ liegen Berechnungen der Krafteinwirkungen auf die RDG-Einbauten sowie Festigkeitsberechnungen der Einbauten bei Störfallsituationen vor.

• **Bewertungsmaßstäbe**

Nach den RSK-Leitlinien und den KTA-Regeln müssen die Einbauten so beschaffen und angeordnet sein, daß aus allen Betriebszuständen und bei Störfällen die sichere Abschaltbarkeit und eine ausreichende Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet ist.

Daraus ergeben sich folgende Anforderungen:

- Aufnahme von Gewicht und Verspannkräften der Brennstoffkassetten
- Gewährleistung von Lage und Ausrichtung der Brennstoffkassetten
- Aufnahme des Stoßes der Steuerelemente bei Reaktorschnellabschaltung
- Strömungsführung des Kühlmittels im Reaktordruckgefäß
- Aufnahme der Bestrahlungsproben zur Spröbruchüberwachung des Reaktordruckgefäßwerkstoffes
- Sicherstellung der Kerngeometrie bei Störfällen.

Dabei sind auch die Auswirkungen von Gamma- und Neutronenbestrahlung zu berücksichtigen.

• **Bewertung**

- Betrieb

Die genannten Anforderungen werden von den RDG-Einbauten in konstruktiver und funktioneller Hinsicht erfüllt. Dies belegen auch die Betriebserfahrungen von Anlagen gleicher Bauart.

In der noch durchzuführenden Überprüfung der Berechnungen in /OKB 81/ wird zu klären sein, ob die aufgeführten Anforderungen auch aus der Sicht der Festigkeit erfüllt sind (E 4.1-16).

Aufgrund der bisherigen Betriebserfahrungen von Anlagen gleicher Bauart und der Bemessung der Einbauten sowie der Eignung der Werkstoffe sehen wir aus heutiger Sicht keine Hinweise darauf, daß die Einbauten auslegungsgemäß die an sie gestellten Anforderungen nicht erfüllen können.

- Störfälle

Mit den vorliegenden Berechnungen zum Kühlmittelverluststörfall /OKB 81/ ist nur ein Teil der erforderlichen Nachweise vorhanden. In der noch durchzuführenden Überprüfung der Berechnungen in /OKB 81/ wird zu klären sein, ob hierdurch die Beanspruchung durch Einwirkungen von außen (Sicherheitserdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) abgedeckt werden (E 4.1-16).

Festzuhalten bleibt, daß die Einbauten des Reaktordruckgefäßes bei etwa gleichen Wanddicken wie bei deutschen Druckwasserreaktoren und kleineren Durchmessern kleinere Beanspruchungen aus Störfällen abzutragen haben.

4.1.6 Kernbauteile

4.1.6.1 Konstruktion

- **Beschreibung**

Der Reaktorkern besteht im wesentlichen aus 163 Brennstoffkassetten, von denen 54 abbrennbare Absorber enthalten und 61 Steuerelemente. Für die Aufnahme der In-core-Instrumentierung sind 64 Führungsrohre vorgesehen /KAB 91a/.

Jede sechseckige, seitlich offene Brennstoffkassette besteht aus 312 Brennstäben, die in zehn Reihen um ein zentrales Führungsrohr angeordnet sind. Brennstoffkassetten mit abbrennbarem Neutronengift enthalten jeweils 18 Absorberstäbe. Die Brennstäbe werden von einem Skelett, bestehend aus Kopf, Abstandhaltern (Distanzgittern) und 18 Steuerstabführungsrohren, fixiert. Der Skelettkopf ist über Schraubverbindungen federnd mit dem Brennstoffkassettenkopf verbunden, so daß thermische Ausdehnung und strahlungsinduziertes Wachstum nicht behindert werden. Der unterste Abstandhalter ist mit dem Brennstoffkassettenfuß verbunden und dient als Auflage für

die Brennstäbe, die versplintet sind. Über das zylindrische Paßstück des Fußes wird die Brennstoffkassette im Schachtboden fixiert.

Der Brennstab besteht aus einem gasdicht verschweißten Hüllrohr, in dem sich die mit Zentralkanal und Dishing (muldenförmige Vertiefung an den Stirnflächen) ausgeführten UO_2 -Brennstofftabletten befinden. Eine Heliumfüllung verbessert den Wärmedurchgang im Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr.

Die Steuerelemente bestehen aus einem Kopfteil, an dem 18 Absorberstäbe befestigt sind; einige davon sind mit Absorberstäben halber Länge ausgeführt.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die vorliegende Bewertung der Konstruktion der Kernbauteile beschränkt sich auf einen Vergleich mit den entsprechenden Teilen in deutschen DWR.

- **Bewertung**

Die Brennstoffkassetten unterscheiden sich gegenüber den Brennelementen in deutschen Druckwasserreaktoren u. a. hinsichtlich des Querschnitts - sechseckig anstatt quadratisch -, der Federverbindung zwischen Brennstoffkassettenskopf und Skelett und der Ausführung der Brennstofftabletten (mit Zentralkanal). Diese Unterschiede sind entsprechend dem gewählten Ausführungsprinzip als konstruktionsgerecht zu bewerten.

Wesentlicher Unterschied der Steuerelemente im Vergleich zu deutschen DWR ist die kleinere Anzahl der Absorberstäbe, 18 gegenüber 20, die teilweise in halber Länge ausgeführt werden können, ihre federnde Einspannung im Kopfteil sowie die Verwendung von B_4C anstelle AgInCd als Absorber.

Anhand der Literatur /KOL 91/ ist festzustellen, daß bei den Brennstoffkassetten hinsichtlich der wesentlichen Konstruktionsmerkmale

- Brennstab,
- Brennstabanordnung und
- Brennstoffkassettenstruktur

eine Ausführung gewählt wurde, die in vielen Anlagen erfolgreich eingesetzt worden ist. Nach Kolyadin /KOL 91/ betrug die maximale Brennstabfehlerrate lediglich 0,02 %. Unterlagen zu den Fehlerursachen liegen nicht vor, sie sind zusammenzustellen (E 4.1-17).

Das Konzept der Steuerelemente ist in wesentlichen Teilen vergleichbar mit dem der deutschen Druckwasserreaktoren und wird den funktionellen Erfordernissen gerecht.

4.1.6.2 Werkstoffe

- **Beschreibung**

Der Hüllrohrwerkstoff der Brennstäbe besteht aus einer Zirkoniumlegierung mit 1 % Niob. Für die Steuerstabführungsrohre, Abstandhalter sowie Kopf und Fuß findet Austenit Verwendung. Der Brennstoff besteht aus gesinterten Uranoxid-Tabletten mit Zentralkanal und Dishing.

Der Absorber der Steuerelemente besteht aus Borkarbid-Tabletten, das Hüllrohr aus Austenit. Bei dem abbrennbaren Absorber handelt es sich um Tabletten aus CrB_2 in einer Aluminiumlegierung als Matrix, die sich in einem Hüllrohr aus einer Zirkoniumlegierung befinden.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Zur Bewertung dient die KTA-Regel 3103, Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren.

- **Bewertung**

Aus der Literatur /KOL 91/, /PAZ 91/ geht hervor, daß sich ZrNb1 als Hüllrohrwerkstoff unter den vorliegenden Betriebsbedingungen bewährt hat. Dies ist auch für die austenitischen Werkstoffe und B_4C als erwiesen anzusehen.

ZrNb1 unterscheidet sich gegenüber Zircaloy durch geringere Festigkeit und größere Versprödung bei höheren Temperaturen. Hinsichtlich Plastizität, Spannungsrißkorrosion und gleichförmiger Korrosion ergibt sich ein vergleichbares bzw. günstigeres

Verhalten. Inwiefern die bestehenden Unterschiede von Bedeutung sind, läßt sich erst nach vollständiger Prüfung der Störfallbelastungen feststellen. (E 4.1-18). Für den Fall des 2F-Bruches der kaltseitigen Hauptumwälzleitung ergaben eigene Analysen, daß mit Hüllrohrschäden nicht zu rechnen ist.

4.1.6.3 Auslegung

• Beschreibung

Gemäß Arbeitsbericht /KAB 91b/ der Kraftwerks- und Anlagenbau AG wird der Grenzwert für Brennstabschäden bei Normalbetrieb entsprechend den sowjetischen Regelwerksvorgaben durch das festgelegte Niveau der Kühlmittelaktivität im Primärkreislauf bestimmt und beträgt hinsichtlich Anzahl an defekten Brennstäben (1. Projektgrenzwert für Brennstabschäden):

- 1 % Brennstäbe mit Gasundichtigkeiten und
- 0,1 % der Brennstäbe, bei denen ein direkter Kontakt von Kühlmittel zum Kernbrennstoff auftritt.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall muß das Havariekühlsystem folgende Grenzwerte (2. Projektgrenzwert für Brennstabschäden) gewährleisten:

- Hüllrohrtemperatur nicht größer als 1200 °C
- örtliche Oxidationstiefe der Hüllrohre nicht größer als 18 % der Ausgangswanddicke
- Anteil der Masse des reagierenden Zirkoniums an der gesamten Masse des Zirkoniums im Reaktorkern nicht größer als 1 %.

Nach einem Kühlmittelverluststörfall müssen die Kühlung und die Abschaltbarkeit des Reaktors gewährleistet sein.

Um die Integrität und Funktionstüchtigkeit der Brennstäbe während des bestimmungsgemäßen Betriebes in vorgegebenen Grenzen zu gewährleisten, wurden folgende Punkte berücksichtigt: Begrenzung der zuständigen Brennstofftemperatur, Einhaltung zulässiger Grenzwerte der Festigkeit, Beständigkeit der Werkstoffe gegen Korrosion

und Einwirkungen aus dem Reaktorbetrieb, Wechselwirkungen zwischen Tablette und Hüllrohr sowie Dehnungen unter Temperatur- und Strahleneinwirkung.

Wie in Arbeitsbericht /KAB 91c/ ausgeführt wird, soll beim Umsetzen der Brennstoffkassetten eine Dichtheitskontrolle aller auszuladenden Brennstoffkassetten erfolgen und schadhafte in speziellen Positionen abgesetzt werden.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Für die Auslegung der Kernbauteile ist zu fordern, daß sie den Belastungen des bestimmungsgemäßen Betriebes standhalten. Für die Störfälle ist entsprechend ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit nachzuweisen, daß die Brennstoffkassetten je nach Transiente weiterverwendbar sind bzw. die Integrität der Hüllrohre gegeben ist. Für Störfälle, mit deren Eintritt während der gesamten Lebensdauer nicht zu rechnen ist, z. B. Kühlmittelverluststörfälle mit großem Leckquerschnitt, ist hinsichtlich der Kernbauteile nachzuweisen, daß das Schadensausmaß so klein bleibt, daß die Nachkühlbarkeit und Abschaltbarkeit gewährleistet sind sowie die zulässigen Schadensgrenzen eingehalten werden.

Gemäß RSK-Leitlinie 22.1 muß bei Kühlmittelverluststörfällen durch die Kernnotkühlung gewährleistet sein, daß

- die berechnete maximale Brennstabhüllentemperatur 1200 °C nicht überschreitet,
- die berechnete Oxidationstiefe der Hülle an keiner Stelle den Wert von 17 % der tatsächlichen Hüllrohrwandstärke überschreitet,
- bei der Zirkon-Wasser-Reaktion nicht mehr als 1 % des gesamten in den Hüllrohren enthaltenen Zirkoniums reagiert,
- infolge von Hüllrohrschäden die in Abschnitt 2.2 (4) unter Nr. 2 genannten Freisetzungen von Spaltprodukten nicht überschritten werden,
- keine Änderungen in der Geometrie des Reaktorkerns auftreten, die eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns verhindern.

Für die Auslegung der Steuerelemente existiert die KTA 3103. Für Brennelemente bzw. Brennstoffkassetten gibt es keine eigene KTA-Regel. Entsprechend dem

heutigen Stand der Technik sind aber auf der Basis allgemeiner Regelwerke, experimenteller Untersuchungen und Betriebserfahrungen Auslegungskriterien beispielsweise für Temperaturen, Druckbelastungen, Spannungen, Dehnungen, Korrosion und Wasserstoffaufnahme festgelegt. Diese Kriterien haben sich bewährt und werden deshalb herangezogen.

- **Bewertung**

Es wurde geprüft, ob die grundsätzlichen Konstruktionsmerkmale den funktionellen Erfordernissen gerecht werden und inwiefern die Ausführung mit den deutschen Druckwasserreaktoren vergleichbar ist.

Aus der Literatur /PAZ 91/, /PLA 91/ ist ersichtlich, daß die bei der Brennstabauslegung derzeit benutzten Rechenprogramme bis zu Abbränden von 40 MWd/kgU das Verhalten in WWER-Reaktoren zufriedenstellend beschreiben.

Der erste sowjetische Projektgrenzwert für Brennstabschäden bei Normalbetrieb (1 % Gasundichtigkeit, 0,1 % Brennstoff/Kühlmittel-Kontakt) entspricht nicht den bundesdeutschen Anforderungen. Hiernach müssen die Kernbauteile unter Berücksichtigung der vorgesehenen Betriebsweise auslegungsgemäß den Belastungen während der gesamten Einsatzzeit standhalten. Entsprechende Nachweise hierzu sind vorzulegen (E 4.1-19).

Entsprechend den oben genannten sowjetischen Kriterien ist das Anfahren mit defekten Brennstoffkassetten bei Zyklusbeginn zulässig. Diese Vorgehensweise ist nicht in Übereinstimmung mit bundesdeutschen Bewertungskriterien, wonach normalerweise entsprechend den Prinzipien des Minimierungsgebotes der Strahlenschutzverordnung jeder Zyklus mit intakten Brennelementen (Brennstoffkassetten) anzufahren ist. Zu diesem Zweck werden Brennelemente bei Verdacht auf Brennstabschäden nach Zyklusende auf Dichtheit geprüft und die defekten Brennelemente aus dem Kern entnommen oder für den Wiedereinsatz repariert, so daß schadhafte Brennelemente nicht eingesetzt werden. Die Dichtheitskontrolle soll auch bei den Brennstoffkassetten der Anlage Stendal durchgeführt werden /KAB 91c/, so daß defekte Brennstoffkassetten aussortiert werden können.

Die drei Anforderungen des 2. sowjetischen Projektgrenzwertes entsprechen den ersten drei Anforderungen der RSK-Leitlinie 22.1. In dieser Leitlinie wird weiterhin gefordert, daß die Freisetzung von Spaltprodukten infolge von Hüllrohrschäden eng begrenzt bleibt und daß keine Änderungen in der Geometrie (Hüllrohrdehnungen) des Reaktorkerns auftreten, die eine ausreichende Kühlung des Kerns verhindern. Es ist nicht bekannt, ob der Hersteller diesbezüglich Untersuchungen angestellt hat.

Es ist nachzuweisen, daß die Kernbauteile so ausgelegt sind, daß die durch die Kernnotkühlung entsprechend RSK-Leitlinie 22.1 vorgegebenen Auslegungsgrenzen unter Störfallbedingungen eingehalten werden können (E 4.1-20).

Zusammenfassend ist festzustellen, daß die grundsätzlichen Konstruktionsmerkmale den funktionellen Erfordernissen für Brennstoffkassetten und Steuerelemente gerecht werden. Kernbauteile dieser Ausführung wurden bisher in zahlreichen Anlagen erfolgreich eingesetzt.

Eine detaillierte Bewertung der Kernbauteile kann nach Vorlage der in den Empfehlungen E 4.1-17 bis E 4.1-20 aufgeführten Unterlagen erfolgen.

Für weitergehende Untersuchungen, z.B. im Rahmen eines bundesdeutschen Genehmigungsverfahrens, wären Unterlagen gemäß der Zusammenstellung der im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen (ZPI) des BMI vorzulegen.

4.2 Druckführende Komponenten

4.2.1 Gegenstand und Ziel der Bewertung

Gegenstand der Bewertung sind die druckführenden Ausrüstungen (Behälter und Gehäuse) und Rohrleitungen des Primär- und des Sekundärkreislaufs. In die Bewertung einbezogen wurden

- Ausrüstungen und Rohrleitungen des Primärkreislaufs, die unter Betriebsdruck stehen, d.h. Reaktor Druckgefäß, Druckhalter, Gehäuse der Hauptumwälzpumpen, Dampferzeuger, Hauptumwälzleitungen, Druckhaltesystem und

- Ausrüstungen und Rohrleitungen, die zur Kühlung des Kernbrennstoffs benötigt werden, d.h. Havariekühlsystem und Kernflutbehälter des Primärkreislaufs sowie Speisewasser- und Frischdampfsystem, Speisewasserbehälter und Vorwärmer des Sekundärkreislaufs.

Rohrleitungen der Nennweite < DN 250 wurden nur in Einzelfällen mitbetrachtet, da ihre Änderung bzw. ihr Ersatz bei Anforderung ohne Einschränkung möglich ist.

Das Ziel der Untersuchung ist die Analyse der Vorsorgemaßnahmen zur Vermeidung großer Lecks im Primär- und im Sekundärkreislauf der Reaktoranlage. Es war zu prüfen, ob für den o.g. Anlagenumfang die Integrität mit den erforderlichen Sicherheiten nachgewiesen werden kann. Dabei sind Belastungen bei Normalbetrieb, bei betrieblichen Transienten und bei Störfällen zu berücksichtigen. Für diesen Nachweis waren zu untersuchen:

- die Eignung der eingesetzten Werkstoffe
- die Annahmen für mechanische und thermische Belastungen bei der Festigkeitsberechnung
- die technischen Details der konstruktiven Ausführung bezüglich Spannungsspitzen und Prüfbarkeit mit zerstörungsfreien Methoden
- die Wechselwirkung der Konstruktionswerkstoffe mit den Betriebsmedien
- die Maßnahmen der Qualitätssicherung bei Herstellung, Vormontage und Montage.

Die für diese Analyse verfügbaren Unterlagen waren für die Beurteilung der Reaktoranlage nicht ausreichend, so daß einige Fragen nicht hinreichend beantwortet werden konnten, aber auch teilweise unbeantwortet bleiben mußten.

4.2.2 Beschreibung der Komponenten

4.2.2.1 Anordnung der Komponenten

Die Bilder 4.2-1 und 4.2-2 geben einen Überblick über die Anordnung der Komponenten im Reaktorgebäude. Das Reaktordruckgefäß ist auf einem Tragring unterhalb des unteren Stützenringes gelagert und ist ein Festpunkt des Systems. Weitere Festpunkte des Systems sind die Stellen, an denen Frischdampf-, Speisewasser- und Havarie-speisewasserrohrleitungen das Containment durchdringen. Die vier Dampferzeuger und vier Hauptumwälzpumpen sind verschiebbar gelagert. Die Dampferzeuger sind zusätzlich in Stoßdämpfer eingespannt. Die Hauptumwälzpumpen befinden sich jeweils in den kalten Strängen. Die Hauptumwälzleitungen aller vier Schleifen sind weitestgehend gleich ausgeführt. Von einer Schleife zweigt über ein Formstück auf der heißen Seite die Volumenausgleichsleitung zum unteren Druckhalterstutzen ab. Vom oberen Stutzen des Druckhalters führt eine Verbindungsleitung DN 300 zum kalten Strang. In dieser Leitung ist eine Regelarmatur mit Bypass. Auf die Hauptumwälzleitungen sind Stutzen aufgesetzt, an denen die Rohrleitungen des Zuspeise- und des Havariekühlsystems angeschweißt sind. Ferner sind Stutzen für Meßleitungen aufgeschweißt. Die einzelnen Komponenten sind durch Betonwände voneinander getrennt. Unterstützungen und Halterungen sind z. T. als Ausschlagsicherungen ausgeführt.

4.2.2.2 Ausführung der Komponenten

Für die druckführenden Wandungen der Behälter, Gehäuse und Hauptumwälzleitung werden niedriglegierte ferritische Stähle eingesetzt. Alle medienberührten Innenoberflächen sind mit stabilisiertem austenitischen Werkstoff z. T. mehrlagig schweißplattiert. Die Rohre der Hauptumwälzleitungen werden artgleich geschweißt. Bei Anschlußrohrleitungen < DN 426 wird die Fuge zunächst austenitisch gepuffert und die verbindende Rundnaht austenitisch ausgeführt. Ausgenommen hiervon sind die Stutzen für Temperaturmeßstellen.

- **Reaktordruckgefäß**

Der Behälter (Bild 4.2-3) besteht aus drei nahtlos geschmiedeten Schüssen mit einer Wanddicke von 200 mm, zwei nahtlos geschmiedeten Schüssen mit einer Wanddicke von 292 mm mit ausgehalsten Stutzen, einem nahtlos geschmiedeten konischen Schuß (Flansch) mit 54 Sacklöchern für die Stiftschrauben und einem gewölbten Boden mit einer Wanddicke von 225 mm. In zwei Ebenen sind je vier Stutzen DN 850 angeordnet, an die die heißen bzw. kalten Stränge der Schleifen angeschlossen werden, und je zwei Stutzen DN 300 zum Anschluß der Rohrleitungen zu den Kernflutbehältern (Bild 4.2-4). Der obere Stutzenring hat zusätzlich einen Stutzen DN 100 zur Herausführung von Impulsleitungen. Die einzelnen Schüsse sind durch 2/3 X-Rundschweißnähte miteinander verbunden. Die Stutzen DN 300 für die Kernnotkühlung haben Thermoschockhülsen (Bild 4.2-5). Unterhalb der Ebene der Hauptumwälzstutzen befinden sich keine Durchdringungen im Behälter.

Der Deckel (Bild 4.2-6) besteht aus einem Deckelflansch und dem gewölbten Deckelteil mit einer Wanddicke von 292 mm. Der Deckel wird über einen losen Flansch (Druckring) mittels Stiftschrauben auf dem Behälter montiert. Im Deckel befinden sich 90 Stutzen (Bild 4.2-7) für das Steuer- und Schutzsystem (SUS) sowie für das System zur Überwachung der Kassettentemperaturen (KAT) und ein Stutzen DN 40 zur Entlüftung des Reaktordruckgefäßes. Die Standrohre für das Steuer- und Schutzsystem sind an die Deckelstutzen angeflanscht.

Die Plattierung der Innenoberflächen ist in einer Dicke von 8 mm im Behälter und 7 mm im Deckel als Band- bzw. E-Handplattierung mit einer Toleranz von jeweils - 2 mm ausgeführt. Außerdem sind die Dichtungsbereiche von Deckel und Behälter plattiert, ebenso die Basis von Anschweißungen an der Außenoberfläche des Deckels.

- **Druckhalter**

Der Druckhalter (Bild 4.2-8) besteht aus drei nahtlos geschmiedeten Ringen mit einer Wanddicke von 165 mm, einem nahtlos geschmiedeten Ring mit einer Wanddicke von 250 mm, durch den die Heizelemente eingeführt sind, und zwei gewölbten Böden mit einer Wanddicke von 176 mm. Die einzelnen Schüsse sind mit 2/3 - X-Rundschweißnähten miteinander verbunden.

Im zylindrischen Bereich sind mehrere Stutzen DN < 50 für Füllstands- und Temperaturmeßstellen aufgeschweißt. Die Wurzelbereiche der Schweißnähte sind ausgebohrt. Am oberen Boden sind neben einigen Stutzen DN < 50 ein Mannlochstutzen DN 400, sowie ein Stutzen DN 200 für den Anschluß der Sprühleitung (Bild 4.2-9) und ein Stutzen DN 220 für den Anschluß der Leitung zu den Sicherheitsventilen aufgeschweißt. Der Wurzelbereich der Anschlußschweißnähte ist ausgebohrt. Der Sprühstutzen enthält eine Thermoschockhülse. Die Wurzel der Austenit-Ferrit-Verbinder ist nicht durchgeschweißt (Bild 4.2-9). Am unteren Boden ist ein Stutzen DN 400 für den Anschluß der Volumenausgleichsleitung aufgeschweißt. Der Wurzelbereich der Schweißnaht ist ausgebohrt. Der Stutzen enthält eine Thermoschockhülse sowie mehrere aufgeschweißte kleine Stutzen für Temperaturmessungen. Die Bereiche der handplattierten Schußschweißnähte sind geometrisch abgesetzt (Bild 4.2-8).

- **Dampferzeuger**

Der liegende Dampferzeuger (Bild 4.2-10) besteht aus zwei gewölbten Böden (120 mm dick), zwei Schüssen (145 mm dick), in die der heiße bzw. kalte Kollektor über Stutzen DN 810 eingeschweißt sind, und zweimal zwei Schüssen mit einer Wanddicke von 105 mm. Die Anschlußschweißnaht der Kollektoren an den Dampferzeugermantel (Bild 4.2-11) ist austenitisch ausgeführt. In den beiden Böden sind je ein Mannloch DN 400 sowie in einem Boden der austenitische HavarieSpeisewasserstutzen DN 100, der auf eine örtliche Außenplattierung des Bodens aufgesetzt ist. HavarieSpeisewasserstutzen (Bild 4.2-12) und Speisewasserstutzen DN 450 haben Thermoschockhülsen. Der Dampfsammler ist über geweihartig geformte Rohrstücke an Stutzen DN 345 angeschweißt. Die Leitungen der Absalzung sind an Stutzen DN 96 und DN 77 angeschweißt, Meßleitungen an Stutzen DN 15.

Die Kollektoren haben bei DN 850 im Bereich der eingesprengten Heizrohre (Siederohre) eine Wanddicke von 160 mm. Sie sind oben mit einem Deckel DN 500 über 20 Stiftschrauben verschlossen. Die Heizrohre 16 x 1,4 mm sind in radiale Bohrungen eingesprengt und primärseitig dicht geschweißt. Sekundärseitig verbleibt ein ca. 20 mm tiefer Spalt zwischen Heizrohr und Kollektorbohrung (Bild 4.2-13). Hohe plastische Verformungen an der Innenoberfläche der Bohrungen und Schadstoffanreicherungen im verbleibenden Spalt haben während des Betriebes bei mehreren Dampferzeugern zu Rißbildungen in den Stegen zwischen den Heizrohrbohrungen im Kollektor geführt. Diese Rißbildungen mit Gesamtlängen von mehr als 1 m wurden

überwiegend im Grenzbereich zwischen glatter und perforierter Wand des kalten Kollektors nach 7 000 bis 60 000 Betriebsstunden festgestellt.

An der Innenwand des Dampferzeugermantels sind zahlreiche Halterungen für Heizrohrunterstützungen und Befestigung der Dampfsiebe angeschweißt. An der Außenoberfläche des Mantels sind Laschen für die Unterstützungen und Stoßdämpfer angeschweißt. Die Stoßdämpferhalterungen sind nicht durchgeschweißt.

- **Kernflutbehälter**

Es liegen zur Beurteilung keine Konstruktionszeichnungen vor.

- **Hauptumwälzleitungen**

Glatte Rohre DN 850 und Krümmer DN 850 der Hauptumwälzleitungen sind nahtlos geschmiedet. Die Wanddicke der Rohre beträgt 70 mm, die der Krümmer 80 mm. Die Krümmer sind unmittelbar an der Schweißnaht an die Rohrwanddicke angepaßt (Bild 4.2-14). Auf die Hauptumwälzleitungen sind Stutzen DN 30, DN 50, DN 100, DN 140 und DN 300 aufgeschweißt. Der Wurzelbereich aller Stutzenschweißnähte ist ausgebohrt beziehungsweise ausgedreht. Die Plattierung ist als dichtgeschweißte Hülse ausgeführt (Bild 4.2-15). Der Austenit-Ferrit-Verbinder ist Bestandteil der Stutzenkonstruktion, die Wurzel ist nicht durchgeschweißt. An allen Stutzen besteht die Möglichkeit der Leckkontrolle des Raumes zwischen Plattierungshülse und drucktragender Wand. Die Stutzen DN 100 haben eine Thermoschockhülse (Bild 4.2-15).

4.2.3 Bewertungsmaßstäbe - Vergleich der wesentlichen Anforderungen aus Vorschriften und technischen Regeln

Der Primärkreislauf und die Teile des Sekundärkreislaufes, die innerhalb des Sicherheitseinschlusses liegen (Dampferzeuger, Frischdampf- und Speisewasserrohrleitungen) wurden von sowjetischen Ingenieurbüros ausgearbeitet. Die Teile des Sekundärkreislaufes, die außerhalb des Sicherheitseinschlusses liegen (außer Behälter und Turbine mit zugeordneten Hilfssystemen) können von nationalen Projektierungsunternehmen auf der Grundlage von sowjetischen Rahmenvorgaben (Betriebsparameter und Rohrleitungsabmaße) ausgearbeitet werden.

Die Komponenten der druckführenden Umschließung des Primärkreislaufs sind im wesentlichen nach technischen Vorschriften und Normen für die Kerntechnik konstruiert, ausgelegt und hergestellt worden, die dem technischen Stand der frühen 80er Jahre in der UdSSR entsprechen. Die Komponenten des Sekundärkreislaufes wurden nach den geltenden Regeln der konventionellen Dampf- und Drucktechnik konstruiert und ausgelegt.

Beim Vergleich der technischen Einzelanforderungen der Regelwerke ist zu berücksichtigen, daß die technischen Regelwerke den technischen Erfahrungsschatz widerspiegeln, der sich ausgehend von den Spezifikationen der Hersteller für bestimmte Konstruktionen für den Einsatz bestimmter Werkstoffe und für die Anwendung bestimmter Prüfverfahren entwickelt hat. Die technischen Einzelanforderungen können daher nicht unbesehen auf Komponenten anderer Reaktorbaulinien übertragen werden.

4.2.3.1 Umfang des Regelvergleichs

Der folgende Vergleich der Vorgaben in den nationalen Regelwerken berücksichtigt Kriterien und Anforderungen an die Schadensvorsorge, die in den folgenden Hauptvorschriften enthalten sind:

- **Sowjetische Vorschriften**
 - Grundprinzipien zur Gewährleistung der Sicherheit bei der Projektierung, dem Bau und dem Betrieb von Kernkraftwerken (OPB-73, Moskau 1973)
 - Vorschrift zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Kernkraftwerk (PBJa-04-74, Moskau 1974)
 - Normen für die Festigkeitsberechnung der Elemente von Reaktoren, Dampferzeugern, Behältern und Rohrleitungen für Kernkraftwerke, Versuchs- und Forschungsreaktoren und Anlagen der Kerntechnik (Moskau 1988)
 - Vorschriften für die Errichtung und den sicheren Betrieb der Ausrüstungen von Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren und Anlagen der Kerntechnik (Moskau 1982)

- Grundlegende Bedingungen für Verbindungs- und Auftragschweißungen an Bauelementen und Konstruktionen von Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren und Anlagen der Kerntechnik (OP-1513-72, Moskau 1974)
- Kontrollvorschrift für Verbindungs- und Auftragschweißungen an Bauelementen und Konstruktionen von Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren und Anlagen der Kerntechnik (PK-1514-72, Moskau 1974)
- Zeitweilige Methodik zur Berechnung der Sprödbrechtsicherheit von Reaktor-druckgefäßen (Moskau 1981)
- Schweißverbindungen und Auftragschweißungen von KKW-Ausrüstungen. Methoden der Ultraschallkontrolle (OST-108.004.108-80, Moskau 1981)
- Wärmeträger des Primärkreislaufs von Kernreaktoren des Typs WWER-440 (OST 9510165-85, Moskau 1985)
- Wasserchemische Fahrweise des Sekundärkreislaufs von Kernkraftwerken des Typs WWER (OST 34-37-769-85, Moskau 1986)
- Wasserchemische Fahrweise des Sekundärkreislaufs von Kernkraftwerken des Typs WWER, Änderung Nr. 1 (OST 34-37-769-85, deutsche Übersetzung v. 1990)

Nachgeordnete Detailvorschriften wie z. B. GOST oder OST für KKW-Erzeugnisse wurden nur begrenzt berücksichtigt.

- **Bundesdeutsche Vorschriften**

- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Bundesministerium des Innern, in der Fassung vom 21. 10 1977)
- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (GRS, Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission, 3. Ausgabe, 14. Oktober 1981)
- Sicherheitstechnische Regeln des KTA, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren (KTA 3201).
Teil 1: Werkstoffe (6/90)
Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung (3/84)

Teil 3: Herstellung (12/87)

Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung (6/90)

- Sicherheitstechnische Regeln des KTA, Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises (KTA 3211)

Teil 1: Werkstoffe (6/91)

Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung (3/91)

Teil 3: Herstellung (6/90)

Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen (Entwurf 6/90)

- Sicherheitstechnische Regeln des KTA, Überwachung der Strahlenverstrahlung von Werkstoffen des Reaktordruckbehälters von Leichtwasserreaktoren (KTA 3203, 3/84)

Nachgeordnete Normen wie z. B. DIN und andere für KKW-Erzeugnisse angewandte Vorschriften und Regeln wurden nur begrenzt berücksichtigt.

4.2.3.2 Ergebnisse des Regelvergleichs

Im Sinne der Aufgabenstellung wurden bevorzugt die Anforderungen verglichen, bei deren Erfüllung ein globales Versagen der druckführenden Ausrüstungen und Rohrleitungen auf Grund herstellungsbedingter Mängel ausgeschlossen werden kann.

- **Anforderungen an die Werkstoffe**

Nach KTA-Regelwerk müssen Werkstoffe, die für die Herstellung von Ausrüstungen und Rohrleitungen von Kernkraftwerken eingesetzt werden, für ihren jeweiligen Einsatzzweck zugelassen sein. Sie müssen sich kontrolliert herstellen und verarbeiten lassen sowie zu einer gegenüber dem konventionellen Einsatz erhöhten Betriebssicherheit der Anlagenteile führen.

Dieses Werkstoffkonzept hat zur Folge, daß nur wenige, jedoch bewährte Werkstoffe eingesetzt werden können, für die eingeteilt nach Anforderungsstufen besondere Qualitätsmerkmale und -nachweise, insbesondere Analysen- und Zähigkeitsanforderungen, gelten. Alle Anforderungsstufen liegen in ihren Qualitätsmerkmalen und -nachweisen auf einem höheren Niveau als die Anforderungen der konventionellen

Regelwerke. Art und Umfang der Nachweise sind in den zugeordneten Regelwerken festgelegt.

Die Korrosionsbeständigkeit ist auf den jeweiligen Einsatz ausgerichtet. Im kernnahen Bereich sind mögliche Schädigungen durch Neutronenbestrahlung zu berücksichtigen und zu begrenzen.

Für die ferritischen Werkstoffe sind ergänzende Werkstoffbegutachtungen durchzuführen bzw. gelten Zusatzanforderungen (Sondergüten) gegenüber den Anforderungen des konventionellen Regelwerks. Ähnliches gilt für austenitische Werkstoffe. Für geschweißte austenitische Anlagenteile werden z. B. nur stabilisierte Werkstoffe eingesetzt. Gestellte Anforderungen müssen grundsätzlich vom Grundwerkstoff, vom Schweißgut und von der Wärmeeinflußzone erfüllt werden.

Der detaillierte Vergleich der Vorgaben in den deutschen und sowjetischen Vorschriften ist in Tabelle 4.2-1 zusammengestellt. Die vorgesehenen Maßnahmen zur Schadensvorsorge sind bezüglich der Eignung und Auswahl der Werkstoffe im Prinzip ähnlich. Ausgenommen hiervon ist die im sowjetischen Regelwerk geforderte geringere Nachweistiefe zur Absicherung der Zähigkeiten von Grundwerkstoffen und Schweißverbindungen. Es werden keine Einschnürwerte in Dickenrichtung gefordert. Die Wärmeeinflußzone wird nicht in die Werkstoffprüfung einbezogen. Im kernnahen Bereich der Wand des Reaktordruckgefäßes werden wesentlich höhere Neutronenfluenzen zugelassen.

- **Anforderungen an die Begrenzung der Spannungen**

Für die Auslegungsberechnungen sind in den deutschen und sowjetischen Regelwerken für die verschiedenen Spannungs- und Lastfallkategorien Sicherheitszuschläge festgelegt, die in wesentlichen Punkten einander entsprechen. Spannungen bei betrieblichen Transienten und Störfällen werden in den sowjetischen Berechnungsnormen im Vergleich zu den deutschen strenger begrenzt.

Für die Absicherung gegen Sprödbruch ist nach dem sowjetischen Regelwerk die Rißeinleitung zu vermeiden. Im Gegensatz dazu ist im deutschen Regelwerk eine begrenzte Rißausbreitung im Prinzip zugelassen. Übereinstimmend werden in beiden

Regelwerken besondere Nachweise für Thermoschockbelastungen infolge von Kaltwassereinspeisungen für das Reaktordruckgefäß gefordert.

Die Nachweistiefe für die Abtragbarkeit der auftretenden und postulierten Belastungen wie z. B. für Temperaturschichtung des Betriebsmediums in Rohrleitungen mit zeitweise stagnierender Strömung (Druckhaltesystem, Speisewasser) ist nach zur Kenntnis gegebenen Berichten im SU-Genehmigungsverfahren wesentlich geringer.

- **Anforderungen an die Konstruktion**

Das deutsche Regelwerk empfiehlt optimierte und im praktischen Betriebseinsatz bewährte konstruktive Lösungen, die Spannungsspitzen vermeiden und für eine uneingeschränkte Prüfbarkeit mit zerstörungsfreien Methoden geeignet sind.

Die Konstruktionshinweise für die Ausführung von Schweißverbindungen in den sowjetischen Regelwerken berücksichtigen die Forderung der uneingeschränkten Prüfbarkeit nur unzureichend. Hier sind auch Schweißverbindungen mit nicht durchgeschweißter Wurzel zugelassen.

- **Anforderungen an die Wasserchemie**

Die zugelassenen Konzentrationen für Sauerstoff und Schadstoffe sind mit den Werten, die in der VGB-Richtlinie und den EPRI-Guidelines /BER 76/ angegeben sind, vergleichbar.

- **Anforderungen an die Qualitätssicherung einschließlich der zerstörungsfreien Prüfungen**

- Allgemeine Anforderungen

Aufgabe der Qualitätssicherung ist es, die in den Regeln und Vorschriften enthaltenen technischen Anforderungen sicherzustellen. Dazu ist es notwendig, daß die erforderliche Qualität geplant und festgelegt, bei der Herstellung erzeugt und unter Berücksichtigung der Beanspruchung während des Betriebes im jeweils erforderlichen Umfang eingehalten wird.

Die Ausgestaltung der Qualitätssicherung entspricht der in den nationalen Gesetzgebungen und Regelungen vorgegebenen Aufgabenteilung. In der Bundesrepublik Deutschland sind die Festlegungen so getroffen, daß neben der Qualitätssicherung durch Hersteller und Betreiber einer Anlage auch unabhängige Prüfungen durch Sachverständige durchgeführt werden, die von der Genehmigungsbehörde hinzugezogen werden. Diese vom Hersteller und Betreiber unabhängige Prüfung durch Sachverständige einer technischen Überwachungsorganisation ist ein wesentliches Element der gesamten Qualitätssicherung. In der UdSSR erfolgte die Überwachung durch verschiedene staatliche Organisationen.

- Anforderungen an die Herstellerqualifizierung und an die Fertigungsüberwachung

Nach KTA-Regelwerk sind für die Herstellung der Erzeugnisformen, Ausrüstungen und Rohrleitungen nur qualifizierte Hersteller und optimierte Herstellungstechnologien zugelassen. Der Hersteller muß insbesondere über eine zuverlässige Qualitätssicherung verfügen.

Bei der Überprüfung des Herstellers sind Personal, Fertigungsverfahren, Fertigungs- und Prüfeinrichtungen zu berücksichtigen. Bereits vor Beginn der Fertigung müssen vorgeprüfte Herstellungsunterlagen und auf die Fertigungsfolge abgestimmte Prüfpläne vorliegen. Die Fertigungsüberwachung, die Durchführung der Prüfungen und die Dokumentation der Prüfergebnisse werden von der Qualitätsstelle des Herstellers ausgeführt. Zusätzlich sind in Abhängigkeit von der Anforderungsstufe Überwachungen und Prüfungen durch die von der Genehmigungsbehörde hinzugezogene unabhängige technische Kontrollorganisation vorgesehen.

Besondere Anforderungen werden an die Schweißtechnik und Schweißüberwachung gestellt. Dabei sind für Grundwerkstoff, Schweißgut und Wärmeeinflußzone mittels Verfahrens-, Arbeits- und Chargenprüfungen die spezifizierten Güteanforderungen (mechanisch-technologische Kennwerte) nachzuweisen. Es sind grundsätzlich nur eignungsgeprüfte Schweißzusatzwerkstoffe zugelassen. Die Schweißbedingungen sind nach Ergebnissen von Simulationsuntersuchungen so einzustellen, daß bei ferritischen Werkstoffen die Härte der Wärmeeinflußzone begrenzt wird und möglichst die Vergütungslagenteknik angewandt wird. Wenn Durchmesser und Fertigungsfolge es zulassen, ist gegenzuschweißen und die Schweißnaht innen und außen zu beschleifen. Alle während der Fertigung durchgeführten Prüfungen sind vom Hersteller,

Lieferer und falls gefordert von der unabhängigen technischen Überwachungsorganisation zu dokumentieren.

In Tabelle 4.2-2 sind die einzelnen Vorgaben in den deutschen Regelwerken denen der sowjetischen Regelwerke gegenübergestellt. Für wesentliche Anforderungen sind die Vorgaben ähnlich.

- Anforderungen an zerstörungsfreie Prüfungen

Sowohl die deutschen wie auch die sowjetischen Regelwerke fordern zerstörungsfreie Prüfungen während der Herstellung und der Montage. In den Regelwerken sind die Prüfanforderungen, insbesondere für die Schweißverbindungen (Prüfverfahren, Nachweisempfindlichkeiten und Kalibrierverfahren) festgelegt. Beide nationale Regelwerke begrenzen zulässige Fehlerkonfigurationen. Die RSK-Leitlinie fordert jedoch eine Beurteilung der Anzeige zusammen mit dem Werkstoffzustand. Diese Verfahrensweise hat das Ziel, Qualitätsbeeinträchtigungen durch unnötige Reparaturen zu vermeiden.

Abweichend von den Forderungen im deutschen Regelwerk braucht nach dem sowjetischen Regelwerk der Einfluß bestehender Prüfeinschränkungen auf die Sicherheit des Bauteils nicht bewertet zu werden. Derartige Prüfeinschränkungen bestehen insbesondere durch zugelassene Schweißnahtüberhöhungen und nichtdurchgeschweißte Wurzeln bei zahlreichen Stützenkonstruktionen.

Die nach KTA geforderte Prüfempfindlichkeit bei der US-Prüfung wird in einigen Wanddickenbereichen nicht erreicht. Die Anzahl der im sowjetischen Regelwerk geforderten Einschallrichtungen bei der US-Prüfung (Anzahl der Richtungen, aus denen jedes Volumenelement der Schweißnaht erfaßt werden muß) ist geringer als nach KTA und liegt teilweise sogar unter den Anforderungen für die druck- bzw. aktivitätsführenden Anlagenteile außerhalb des Primärkreislaufes. Das sowjetische Regelwerk stellt dem Anwender die Auswahl zwischen Eindringverfahren und Magnetpulververfahren frei. Das deutsche Regelwerk fordert dagegen die Anwendung des Magnetpulververfahrens in den Fällen, in denen Bauteilabmessungen und Werkstoffeigenschaften dies zulassen. Für die Durchstrahlungsprüfung fordert das deutsche Regelwerk einen höheren Kontrast der Durchstrahlungsaufnahmen.

4.2.4 Ergebnisse der Analysen

4.2.4.1 Eignung der eingesetzten Werkstoffe

Für die Ausrüstungen und Rohrleitungen des Primärkreislaufs der Reaktoranlagen WWER-1000 werden nur Konstruktionswerkstoffe eingesetzt, die nach sowjetischen Normen zugelassen sind (Tab. 4.2-3). In diesen Normen bzw. nachgeordneten Vorschriften sind die chemische Zusammensetzung, die Wärmebehandlung sowie die mechanisch-technologischen Kennwerte, die der Auslegung zugrunde zu legen sind, spezifiziert. Sämtliche zugelassenen Werkstoffe wurden unabhängig vom Hersteller und Verarbeiter vom zuständigen sowjetischen Institut ZNIITMASCH für den vorgesehenen Anwendungszweck erprobt und qualifiziert. Hier sind die im Vergleich der Anforderungen in den Regelwerken (Abschnitt 4.2.3) genannten Abweichungen vom deutschen Regelwerk (z.B. Erprobung in Dickenrichtung, Zähigkeitskonzept, Simulationsuntersuchungen) zu beachten.

Von sicherheitstechnisch besonderer Bedeutung ist die Beständigkeit des Reaktordruckgefäßwerkstoffs und seiner Schweißverbindung gegen die Neutronenbestrahlung im kernnahem Bereich. Hierzu sind die Bruchzähigkeit und die Verschiebung von der Sprödbbruchübergangstemperatur in Abhängigkeit von der Neutronenflußdichte, von der Neutronenfluenz und von den Gehalten an Kupfer, Phosphor und Nickel zu bewerten. Dabei ist zu berücksichtigen, daß wegen des relativ kleinen Wasserspaltes zwischen dem Kern und der RDG-Wand die integrale Neutronenfluenz an der RDG-Wand den im deutschen Regelwerk festgelegten Grenzwert im Verlauf der projektierten Lebensdauer der Anlage überschreiten kann. Zur Überwachung des Werkstoffzustandes sind Einhängeproben (Kerbschlagbiegeproben, Zugproben, Proben für Ermüdungsversuche, Proben für bruchmechanische Untersuchungen) vorgesehen.

Für den Grundwerkstoff des Reaktordruckgefäßes 15Ch2NMFA wird im kernnahen Bereich die Sondergüte 15Ch2NMFA-A eingesetzt, für die $Cu < 0,08 \%$ und $P < 0,010 \%$ sehr niedrig und die Sprödbbruchübergangstemperatur $T_{KO} < -25^{\circ}C$ niedrig spezifiziert sind. Nickel erhöht die Neigung des Werkstoffes zur Neutronenversprödung. Der Einfluß eines Nickelgehaltes von bis zu 1,5 % auf die Verschiebung der Sprödbbruchübergangstemperatur kann noch nicht bewertet werden.

Für das Schweißgut sind im kernnahen Bereich $Cu < 0,08 \%$, $P < 0,012 \%$, $Ni = 1 \%$ - $1,5 \%$ sowie $T_{KO} < 0^\circ C$ spezifiziert. Abweichend hiervon veröffentlichten Vishkarov u.a. /VIS 83/ 1983 Ergebnisse zum Versprödungsverhalten des Schweißgutes, daß im Schweißgut der Nickelgehalt mindestens $1,6 \%$ betragen muß, wenn die geforderten Festigkeitskennwerte erreicht werden sollen. Mit diesem modifizierten Schweißgut wurde das Versprödungsverhalten bei Bestrahlung mit schnellen Neutronen untersucht. Es bleibt unklar, ob es sich hier um Laboruntersuchungen oder um gesicherte Ergebnisse für die industrielle Anwendung handelt.

Zur Neutronenversprödung des Grundwerkstoffes und des Schweißgutes des Reaktordruckgefäßes sind noch vertiefende Analysen notwendig, die neben dem Einfluß der integralen Neutronenfluenz und des Nickelgehaltes auch den in den letzten Jahren viel diskutierten Einfluß der Neutronenflußdichte auf das Fortschreiten der Versprödung berücksichtigen (E 4.2-1).

Radko u.a. /RAD 85/ berichten 1985 über die Rißanfälligkeit des Interface Grundwerkstoff-Plattierung im Wurzelbereich der Montagenähte der Hauptumwälzleitung. Bei wiederkehrenden Prüfungen war festgestellt worden, daß lokale Aufhärtungen und Unterplattierungsrisse Ausgangspunkte für Ermüdungsrisse waren. Zu dieser Problematik sind noch vertiefende Prüfungen (Schweißtechnologie, Detektierbarkeit mit zerstörungsfreien Prüfmethoden, Belastungen an den betroffenen Stellen) notwendig (E 4.2-2).

Für die Bewertung des Werkstoffes 06Ch12N3DL, der für die Spiralgehäuse der Hauptumwälzpumpen eingesetzt wird, lagen keine sowjetischen Originalunterlagen vor (E 4.2-3).

4.2.4.2 Belastungsannahmen und Auslegung der Komponenten

Es liegen für die Bewertung keine Berechnungen zu Belastungsannahmen und zur Auslegung der Komponenten einschließlich einer Lebensdaueranalyse vor (E 4.2-4).

4.2.4.3 Konstruktion und Prüfbarkeit

Konstruktive Ausführung und Prüfbarkeit mit zerstörungsfreien Methoden wurden ausschließlich nach Zeichnungen, die dem Projekt KKW Stendal A zugeordnet waren, geprüft und bewertet. Im Vordergrund stand dabei die Anwendbarkeit der automatisierten Ultraschallprüfung insbesondere bei wiederkehrenden Prüfungen. Bestehende Prüfeinschränkungen an den einzelnen Komponenten werden genannt.

- **Prüfbarkeit der Komponenten des Primärkreislaufs mit zerstörungsfreien Methoden**

Für zerstörungsfreie Prüfungen der druckführenden Umschließung des Primärkreislaufs sind in den RSK-Leitlinien bzw. KTA-Regeln folgende wesentliche Anforderungen enthalten:

"Alle Erzeugnisformen (Bleche, Schmiedeteile, Gußstücke, Rohre, Schweißungen) sind im Volumen und an den Oberflächen lückenlos zerstörungsfrei zu prüfen. Alle Komponenten sind konstruktiv so zu gestalten, daß die Prüfungen während der Fertigung und die wiederkehrenden Prüfungen in ausreichendem Maße möglich sind."

Da die sowjetischen Vorschriften für KKW der Durchstrahlungsprüfung eine Vorrangstellung vor der Ultraschallprüfung einräumen, während RSK-Leitlinien und KTA-Regeln Ultraschallprüfungen vorschreiben, ist die Möglichkeit für die Anwendung der Ultraschallprüfung zu untersuchen (E 4.2-5).

Nachfolgend wird die Prüfbarkeit der einzelnen Primärkreiskomponenten betrachtet. Dazu sind nur Konstruktionszeichnungen vorhanden. Durch die Konstruktion bedingte Prüfeinschränkungen werden aufgezeigt. Es erfolgt hier keine Bewertung der zerstörungsfreien Prüfungen an Erzeugnisformen bei den Herstellern. Allerdings muß in Bereichen, in denen eine Prüfung im Endzustand nicht möglich ist, die Prüfung auf Fehler in einer früheren Fertigungsstufe in die Bewertung einbezogen werden.

- **Reaktordruckgefäß**

Das Reaktordruckgefäßunterteil ist unterhalb der Stützenringe ohne wesentliche Einschränkungen von innen mit Ultraschall prüfbar. Im Bereich der Stützenschüsse, in dem sich Rundnähte befinden, bestehen aufgrund der konstruktiven Ausführung

durch Anschweißteile und Wanddickenänderungen Prüfeinschränkungen. Die Schweißnähte sind von innen z.T. nur aus einer Richtung mit Ultraschall prüfbar. Die Prüfaussage kann durch Einsatz zusätzlicher Prüfwinkel verbessert werden. Eine Ultraschallprüfung von außen ist im Stutzenbereich wegen der konstruktiven Ausführung stark eingeschränkt. Stutzen und Stutzenkanten sind von innen im oberflächennahen Bereich mit Ultraschall prüfbar, für die Ultraschallprüfung von der Außenoberfläche sind aufgrund der konstruktiven Ausführung der Stutzenanschlüsse Prüfeinschränkungen vorhanden. Die Stutzennähte der Kernnotspeiseleitung sind von innen wegen der angeschweißten Thermoschutzrohre nicht prüfbar. Die aufgeführten Prüfeinschränkungen erfordern eine Auswertung der Fertigungsprüfungen (E 4.2-6).

Am Deckel des Reaktordruckgefäßes ist der Bereich außerhalb des Stutzenfeldes mit Ultraschall prüfbar. Einschränkungen der Prüfbarkeit werden im Bereich der Deckelrundnaht gesehen. Für das Stutzenfeld im Deckel des Reaktordruckgefäßes sind Einschränkungen der Prüfbarkeit vorhanden, so daß der Fertigungsprüfung eine große Bedeutung zukommt (E 4.2-6). Eine wiederkehrende Ultraschallprüfung des Volumens der Stege zwischen den Stutzen ist von außen kaum möglich, da auf der Oberfläche des Deckels Leckagenachweisleitungen der Deckelstutzenflanschverbindungen verlegt sind. Wiederkehrende Oberflächenrißprüfungen der inneren und äußeren Oberfläche sind möglich. Es muß ein ausreichender repräsentativer Prüfumfang der Stege sichergestellt werden, der durch Manipulatorenentwicklung und gegebenenfalls Veränderung der konstruktiven Gestaltung erreicht werden kann. Die Schweißverbindungen der den Deckel durchdringenden Stutzen bedürfen ebenso einer aussagefähigen Prüfung. Für die Stutzen und das Lochfeld muß daher ein Prüfkonzept erstellt werden. Dabei sind Herstellungsform und Montageart der Stutzen zu berücksichtigen (E 4.2-7). Wegen der eingeschränkten Prüfbarkeit des Stutzenfeldes sind Lecküberwachungseinrichtungen zur Detektion von Lecks am Deckel erforderlich (E 4.2-8).

Die Reaktordruckgefäß-Stiftschrauben, Muttern, Unterlegscheiben und Gewindesacklöcher sind prüfbar.

Zusammenfassend ist für das Reaktordruckgefäß einschließlich des Deckels festzustellen, daß eine positive Prüfaussage insbesondere nur erreicht werden kann, wenn die genannten Einschränkungen der Ultraschallprüfbarkeit durch eine Auswertung der Fertigungsdokumentation kompensiert werden können (E 4.2-6).

- Druckhalter

Der Druckhalter besteht aus ferritischem Stahl mit austenitischer Innenplattierung. Die nahtlosen Schüsse und gewölbten Böden sind durch Rundschweißnähte miteinander verbunden. Solche Schweißverbindungen sind grundsätzlich mit Ultraschall prüfbar. Im Bereich von Wanddickenübergängen wie z. B. vom glatten zylindrischen Teil zu den Böden bzw. dem Schuß mit den Heizstäben ist die Prüfbarkeit mit Ultraschall eingeschränkt. Ebenso beeinträchtigen Schweißnahtüberhöhungen die Prüfbarkeit. An den Stutzen sind wegen der geometrischen Ausführung und zum Teil aufgrund von Thermoschutzhülsen Prüfeinschränkungen für die Ultraschallprüfung vorhanden. Schüsse und Böden erscheinen für eine Ultraschallprüfung geeignet (außerhalb der Schweißnähte).

- Dampferzeuger

Die Dampferzeuger sind Bestandteile des Primärkreislaufes. In den Kollektoren befindet sich eine Rundschweißnaht. Die Kollektoren sind von der Innenseite prüfbar, jedoch sind aufgrund der Geometrie die Einschallrichtungen der Ultraschallprüfung eingeschränkt. Schwierig erscheint die zerstörungsfreie Prüfung der sekundärseitigen Schweißnähte zwischen den Kollektoren und den Kollektorstützen des Dampferzeugers. Für diese Schweißnähte sind Inspektionsmöglichkeiten zu schaffen. Die Kollektordeckel, Schraubenbolzen und Muttern sind für zerstörungsfreie Prüfungen zugänglich.

Die Prüfbarkeit der Siederohre ist nach den vorliegenden Unterlagen in den Bogenbereichen eingeschränkt. Es wird daher für erforderlich gehalten, für die Siederohre ein Prüfkonzept für wiederkehrende Prüfungen auf der Basis der Wirbelstromprüftechnik auszuarbeiten, das auch in der Lage ist, an den Bogenbereichen etwaige betriebsbedingte Schäden rechtzeitig zu erkennen (E 4.2-9). An einigen Stellen sind Stutzen zu dicht an den Rundschweißnähten des Dampferzeugermantels angeordnet, so daß hier örtlich begrenzt Prüfeinschränkungen für diese Rundschweißnähte bestehen.

- Hauptumwälzleitungen

Die Hauptumwälzleitungen sind aus nahtlosen Rohren und Krümmern aus ferritischem Stahl mit austenitischer Plattierung gefertigt, die mit Rundnähten verschweißt

werden. Solche Schweißverbindungen sind grundsätzlich mit Ultraschall prüfbar. Da zwischen Krümmern und Rohren Wanddickenunterschiede vorhanden sind, ist dort nur eine Einschallung von der Rohrseite her möglich, so daß Prüfeinschränkungen vorliegen. Außerdem sind im Wurzelbereich örtliche Schweißnahtüberhöhungen vorhanden, die ebenso die Ultraschallprüfung beeinträchtigen. Neben den Schweißverbindungen sind auch die Grundwerkstoffbereiche der Hauptumwälzleitungen zerstörungsfrei zu prüfen, was aufgrund der relativ einfachen Geometrie der Rohre und Krümmer möglich ist.

- **Prüfbarkeit der Komponenten des Sekundärkreislaufs mit zerstörungsfreien Methoden**

Hierzu liegen keine Unterlagen vor.

4.2.4.4 Wechselwirkungen der Konstruktionswerkstoffe mit den Betriebsmedien

- **Primärkreislauf**

Für die medienberührten Innenoberflächen des Primärkreislaufs werden die gleichen Werkstoffe wie in der Baureihe WWER-440 eingesetzt. Deshalb entspricht die Chemie des Primärkreislaufs weitgehend der in Anlagen des Typs WWER-440 praktizierten Fahrweise: Die Alkalisierung erfolgt mit Kalilauge, zur Radiolyseunterdrückung wird Ammoniak zudosiert. Die Borsäurekonzentration zum Beginn des Leistungsbetriebes eines Zyklus ist aus reaktorphysikalischen Gründen mit maximal 13,5 g/l höher als bei Anlagen des Typs WWER-440 (8 g/l). Alle übrigen Normwerte sind nahezu identisch.

Nach den an WWER-Anlagen gesammelten Betriebserfahrungen hat sich die Fahrweise bewährt. Weder an den austenitischen Innenoberflächen des Primärkreislaufs noch an den Brennstabhüllrohren wurden signifikante korrosionsbedingte Schäden beobachtet. Aus werkstofftechnischer Sicht besteht keine Veranlassung zur Änderung der wasserchemischen Fahrweise.

Wie Betriebserfahrungen belegen, kann der Eintrag von Filtermaterial und Dekontaminationschemikalien über die Anlagen der speziellen Wasseraufbereitung bzw. das Zuspeyesystem nicht ausgeschlossen werden. Die Eintragsmöglichkeiten sind zu

analysieren und durch konstruktive Maßnahmen (z.B. Einbau von mechanischen Harzfängern) zu beseitigen (E 4.2-10). Zur Erhöhung der Betriebssicherheit wird die Nachrüstung mit einem automatischen Überwachungssystem empfohlen, das - entsprechend dem Stand der Technik - die kontinuierliche bzw. quasikontinuierliche Überwachung der wesentlichen chemischen Parameter im Primärkreislauf und im Zuspiseseystem ermöglicht (E 4.2-11).

- **Sekundärkreislauf**

Der Sekundärkreislauf ist wie bei Anlagen des Typs WWER-440 in Mischbauweise gefertigt. Neben Chromnickel- und unlegierten bzw. niedriglegierten Stählen kommen auch Kupferlegierungen zum Einsatz. Für das Kernkraftwerk Stendal ist eine Bohrung der Kondensatoren der Turbine und der Turbospeisepumpen mit CuNi10Fe bzw. CuNi10 Fe1Mn vorgesehen.

Das unterschiedliche Korrosionsverhalten der genannten Werkstofftypen zwingt zu Kompromissen in der wasserchemischen Fahrweise. Die Mehrzahl der Betreiber von WWER-Anlagen orientierte sich in den vergangenen Jahren am sowjetischen Fachbereichsstandard OST 34-37-769-85. Danach erfolgte die Konditionierung des Sekundärkreislaufs mit Hydrazin, wobei pH-Werte im Speisewasser von 7,5 - 8,5 eingestellt wurden. Der Standard sieht weiterhin eine 100%ige Aufbereitung des Turbinenkondensats mittels Mischbetaustauschern vor.

Diese Fahrweise hat sich nicht bewährt. Der relativ niedrige pH-Wert führt in nahezu sauerstofffreiem Wasser zu erheblicher Erosionskorrosion an unlegierten Stählen. Betroffen sind insbesondere Hochdruckvorwärmer und Separator/Zwischenüberhitzer. Daraus resultieren hohe Korrosionsproduktkonzentrationen im Speisewasser. Insbesondere bei Anlagen des Typs WWER-1000 ist die Einhaltung des für die Eisenkonzentration vorgegebenen Grenzwertes von 15 µg/kg nach vorliegenden Betriebserfahrungen nicht möglich. Der Korrosionsprodukteintrag in die Dampferzeuger führt zum schnellen Wachstum korrosionsfördernder Beläge.

In einer geänderten Fassung des Fachbereichsstandards wird eine modifizierte wasserchemische Fahrweise des Sekundärkreislaufs empfohlen. Durch zusätzliche Ammoniakdosierung auf der Saugseite der Speisewasserpumpen soll der pH-Wert des Speisewassers auf Werte von $9,0 \pm 0,2$ angehoben werden. Diese Fahrweise läßt

insbesondere im Bereich der Einphasenströmung eine Verminderung der Erosionskorrosionsrate erwarten. Andererseits sind damit zusätzliche Probleme für den Betrieb der Kondensatreinigungsanlage vorprogrammiert (z. B. Verschlechterung der Qualität des Reinkondensats und Erhöhung des Regenerierungsaufwandes) und entsprechende Konsequenzen für das lokale Korrosionsgeschehen an den Dampferzeugern infolge erhöhten Schadstoffeintrags nicht auszuschließen.

Zur Verhinderung örtlich begrenzter Korrosion werden legierte Stähle (z.B. 10CrMo910) an besonders erosionskorrosionsgefährdeten Stellen eingesetzt. Der Einbau von Elektromagnet- oder mechanischen Hochtemperaturfiltern wird geprüft. Bei dem gegebenen Werkstoffkonzept ist jedoch ein sicherer Schutz der Sekundärkreislaufkomponenten vor Korrosionsschädigung allein mit wasserchemischen Mitteln nicht zu gewährleisten. Mit dem Verzicht auf kupferlegierte Werkstoffe und der Realisierung technisch dichter Kondensatoren können die grundlegenden Voraussetzungen für die Anwendung der Hoch-AVT-Fahrweise geschaffen werden, die sich in deutschen Anlagen bewährt hat und auch für WWER-Anlagen eine Beherrschung des Korrosionsgeschehens erwarten läßt. Es ist daher das Werkstoffkonzept des Sekundärkreislaufes insgesamt mit dem Ziel zu überarbeiten, durch verbesserte wasserchemische Bedingungen lokale Korrosion an den Dampferzeugerheizrohren und Erosionskorrosion im Kondensat- und Speisewasserbereich zu vermeiden (E 4.2-12).

Zur Überwachung der relevanten chemischen Parameter ist ein der wasserchemischen Fahrweise entsprechendes automatisches Meßsystem zu installieren (E 4.2-11).

4.2.4.5 Qualitätssicherung

Für die Errichtung von Kernkraftwerken außerhalb der UdSSR war vertraglich vereinbart, daß gegenseitig die produktbezogene Qualitätssicherung akzeptiert wird. Die Umsetzung der Anforderungen in den Regelwerken in komponentenbezogene Qualitätssicherungsprogramme und die Erfüllung dieser Programme ist nur in Einzelfällen außerhalb der UdSSR bekannt. Umsetzung der Anforderungen und Erfüllung der Qualitätssicherungsprogramme können deshalb derzeit nicht beurteilt werden. Es sind dazu Besuche bei den Komponentenherstellern notwendig.

Bisher war es nicht möglich, Prüfergebnisse und andere Qualitätsnachweise während der Fertigung der Komponenten beim Hersteller einzusehen und zu bewerten.

Die Analyse der Qualitätssicherung mußte sich deshalb hier auf Qualitätsmerkmale beschränken, die an den Komponenten auch im montierten Zustand mittels zerstörungsfreier Prüfmethode kontrolliert werden können, und zwar Fehlerzustände an der Oberfläche und im Volumen der Werkstoffe. Das Komponentenverhalten könnte dann auf der Grundlage vorgegebener Belastungen, bekannter Werkstoffigenschaften und der ermittelten Fehlerzustände bewertet werden.

Anwendbarkeit und Grenzen der Anwendbarkeit des Ultraschallprüfverfahrens wurde komponentenspezifisch im Abschnitt 4.2.4.3 dargestellt und bewertet.

4.2.5 Sicherheitstechnische Bewertung und erforderliche Nachbesserungen

Die sicherheitstechnische Bewertung der druckführenden Komponenten und Rohrleitungen des Primär- und des Sekundärkreislaufs erfolgt in zwei Schritten:

1. Bewertung der Vorgaben in den Regelwerken,
2. Bewertung der Umsetzung der Vorgaben aus den Regelwerken bei der Auslegung und Konstruktion der Komponenten.

4.2.5.1 Bewertung der Vorgaben in den Regelwerken

Der Vergleich der Vorgaben aus den Regelwerken zeigt, daß die vorgesehenen Maßnahmen zur Erfüllung der Schadensvorsorge zum Teil unterschiedlich sind. In wesentlichen Punkten stimmen die Anforderungen prinzipiell überein. Im Vergleich zum deutschen Regelwerk fordert jedoch das sowjetische Regelwerk:

- eine geringere Nachweistiefe zur Absicherung der Zähigkeiten für Grundwerkstoffe und Schweißgut (fehlende Nachweise in Dickenrichtung) sowie zur Erprobung der wärmebeeinflussten Zone

- eine geringere Nachweistiefe für die Abtragbarkeit auftretender und postulierter Belastungen (betriebliche Transienten, Störfälle, Erdbeben) für Ausrüstungen, Rohrleitungen, Ausschlagsicherungen und Unterstützungen
- eine geringere Nachweistiefe für zerstörungsfreie Prüfungen, insbesondere bei der Ultraschallprüfung (geringere Anzahl von Einschallrichtungen und Prüfwinkeln)
- keine sicherheitstechnische Bewertung von Einschränkungen für die zerstörungsfreie Prüfung
- keine unmittelbare Begrenzung der Neutronenfluenz im kernnahen Bereich der Wand des Reaktordruckgefäßs (die Neutronenfluenz wird jedoch indirekt durch die Sprödbrechübergangstemperatur begrenzt).

Dabei ist zu beachten, daß die betrachteten Regelwerke zulassen, in Einzelfällen von den Vorgaben abzuweichen, wenn gleichzeitig technisch nachvollziehbar begründet wird, daß die vorliegende Abweichung keine Nachteile für die Qualität der Komponente verursacht. Für die einzelnen Komponenten und Rohrleitungen ist daher zu prüfen, ob die o. g. Einschränkungen der Schadensvorsorge durch zusätzliche Prüfungen und Nachweise, ergänzende Werkstoffuntersuchungen, sowie Maßnahmen zur Reduzierung betrieblicher Belastungen ausreichend beseitigt werden können.

4.2.5.2 Bewertung der Komponenten

Die Umsetzung der Vorgaben in den Regelwerken bei der Ausführung der Ausrüstungen und Rohrleitungen wurde anhand der vorliegenden Konstruktionzeichnungen und Werkstoffspezifikationen geprüft. Für eine abschließende Bewertung der Maßnahmen zur Schadensvorsorge sind noch die Spezifikationen und Qualitätssicherungsprogramme der einzelnen Komponentenhersteller sowie Werkstoffproben insbesondere des 06Ch12N3DL (Spiralgehäuse der Hauptumwälzpumpen) zu prüfen. Es sind Fertigkeitsberechnungen vorzulegen (E 4.2-3). Bezüglich der Lebensdaueranalyse der Komponenten und Rohrleitungen ist noch zu klären, ob die ausgewiesenen Lastspielzahlen für die genannten Belastungsfälle Vorgaben für die Auslegungsberechnung oder deren Ergebnisse sind (E 4.2-4). Den geprüften Dokumenten (Spezifikationen) konnte nicht entnommen werden, ob für die gesamte Anlage oder Teile der Anlage ein Bruchausschlußkonzept zugrunde gelegt wurde. So können z.B. am

Frischdampf-, am Speisewasser- und am Havariespeisewassersystem außerhalb des Containments Brüche und, wegen ungünstiger Trassierung und fehlender Ausschlagsicherungen, auch Brüche mit Folgeschäden nicht ausgeschlossen werden (E 4.2-13). Dies ist im Rahmen der Störfallanalyse zu berücksichtigen (vergleiche E 5.1-12).

Die Betriebserfahrung mit den WWER-Anlagen hat gezeigt, daß die Wasserchemie des Primärkreislaufes für einen sicheren Betrieb gut geeignet ist. Die Erfahrung zeigt aber auch, daß über die Anlage der speziellen Wasseraufbereitung und das Zuspeisesystem Filtermaterial bzw. Dekontaminationschemikalien in den Primärkreislauf eingetragen werden können. Hier ist es notwendig, diese Möglichkeiten durch konstruktive Maßnahmen zu beseitigen (E 4.2-10).

- **Reaktordruckgefäß**

Werkstoffauswahl und Konstruktionsform des Reaktordruckgefäßes entsprechen weitgehend dem sowjetischen Regelwerk. Die Kenntnisse über den Einfluß des Nickelgehaltes auf die Neigung des Druckgefäßwerkstoffes zur Neutronenversprödung sind noch zu vertiefen. Bis zum Vorliegen eines Statusberichtes sind Maßnahmen zu treffen, die längerfristig ausreichende Sicherheitsreserven gewährleisten, z. B. durch Abschirmkassetten auf den Randpositionen des Reaktorkerns (E 4.2-14). Zur Überwachung des Fortschreitens der Neutronenversprödung der Druckgefäßwand im Kernbereich sind Einhängeproben vorgesehen. Diese Einhängeproben sind am Rand des Reaktorkerns innerhalb der Kernumfassung angeordnet. Es ist noch zu prüfen, ob die im Bereich der Einhängeproben höhere Neutronenflußdichte und insbesondere die hier höhere Bestrahlungstemperatur uneingeschränkte Rückschlüsse von den Einhängeproben auf die Wand des Reaktordruckgefäßes zulassen (E 4.2-15). Die Aussagekraft der Werkstoffuntersuchungen an diesen Proben ist daher zu überdenken, da sich hier möglicherweise zu günstige Ergebnisse einstellen.

Weiterhin ist das Reaktordruckgefäß vorsorglich vor kalten Druckauflastungen zu schützen (E 4.2-16).

Aus der noch zu prüfenden Spannungsanalyse des Reaktordruckgefäßes werden keine Einschränkungen erwartet.

Die konstruktive Ausführung hat an einigen Stellen Prüfeinschränkungen (Geometrie der Stutzen zum Anschluß der Hauptwärmelitung, Thermoschutzhülsen in den Notspeisestutzen). Um eine ausreichende Schadensvorsorge sicherzustellen, ist es erforderlich, verfügbare Prüftechniken an die jeweilige Prüfaufgabe anzupassen und verbleibende Prüfeinschränkungen sicherheitstechnisch zu bewerten (E 4.2-17).

Die Montage und Einschweißung der Stutzen im Deckel des Reaktordruckgefäßes sind noch vertiefend zu analysieren. Für die Prüfung der Stege zwischen den Stutzen (Lochfeld) und der Einschweißung der Stutzen an der Innenoberfläche des Deckels ist ein Prüfkonzept auszuarbeiten (E 4.2-7). Diese Empfehlung wird noch gestützt durch Betriebserfahrungen, nach denen es bei Anlagen anderer Hersteller in diesem Bereich zu Schäden gekommen ist.

Obwohl die konstruktiven Lösungen für Behälter und Deckel Stellen mit eingeschränkter Prüfbarkeit zeigen, kann durch Anpassung verfügbarer Prüftechniken und Rückgriff auf die Herstellerdokumentation eine ausreichend repräsentative Aussage zur Qualität möglich werden.

- **Druckhalter**

Werkstoffauswahl und Konstruktionsform des Druckhalters entsprechen weitgehend den Vorgaben des sowjetischen Regelwerkes. Die Betriebserfahrung an Druckhaltern anderer Baureihen (z. B. WWER-440) zeigt, daß insbesondere im Bereich des Sprühstutzens bei der Auslegung die Wärmespannungen infolge des instationären Betriebes unterschätzt wurden. Hier sind gegebenenfalls Nachrechnungen mit verfeinerten Methoden (z. B. FEM) für den Sprühstutzen und auch den Anschluß der Volumenausgleichleitung erforderlich (E 4.2-4).

Die konstruktive Ausführung zeigt an einigen Stellen Prüfeinschränkungen, insbesondere in Bereichen mit Wanddickenübergängen, z. B. zu den Böden und zum Schuß mit den Heizelementen, und an den Stutzen wegen nicht durchgeschweißter Wurzeln, aber auch durch Überhöhung der Schweißnähte zwischen den Schüssen. Die Einschränkungen können durch Verbesserung der Geometrie und Anpassung verfügbarer Prüftechniken weitgehend beseitigt werden. Für den Fall, daß auch angepaßte Prüftechniken für die Bereiche nicht durchgeschweißter Wurzeln keine hinreichende

Fehlermacheisempfindlichkeit ergeben, sind für die betroffenen Stützen Konstruktionsänderungen angezeigt (E 4.2-5).

Obwohl die konstruktive Ausführung des Druckhalters einige Stellen mit eingeschränkter Prüfbarkeit zeigt, ist durch Nacharbeiten, Anpassung verfügbarer Prüftechniken und falls erforderlich durch konstruktive Änderung eine ausreichende repräsentative zerstörungsfreie Prüfung möglich.

- **Dampferzeuger**

Werkstoffauswahl und Konstruktionsform des Dampferzeugermantels sowie der Kollektoren und Heizrohre entsprechen weitgehend dem sowjetischen Regelwerk. Die Betriebserfahrung mit Dampferzeugern anderen Typs - jedoch mit gleichen Werkstoffen - zeigt, daß verstärkte Anforderungen an die Kontrolle der Wasserchemie zu stellen sind (E 4.2-11). Das unterschiedliche Korrosionsverhalten der Werkstoffe - hier sind die Werkstoffe des gesamten Sekundärkreislaufes zu berücksichtigen - zwingt zu Kompromissen in der wasserchemischen Fahrweise. Unter den gegebenen Bedingungen ist ein zuverlässiger Schutz der Heizrohre in den Dampferzeugern vor Lochkorrosion und Spannungsrißkorrosion und gleichzeitig die Vermeidung von Erosionskorrosion an unlegierten Stählen insbesondere im Separator/Zwischenüberhitzer und den Hochdruckvorwärmern mit wasserchemischen Mitteln nicht möglich. In deutschen Anlagen hat sich der Verzicht auf kupferlegierte Werkstoffe, die Realisierung technisch dichter Kondensatoren und der Übergang zur Hoch-AVT-Fahrweise bewährt (E 4.2-12).

Die Betriebserfahrung zeigt, daß an bisher 36 Dampferzeugern bis Ende 1991 der gleichen Baulinie nach relativ kurzer Betriebsdauer innere Leckagen vom Primär- in den Sekundärkreislauf festgestellt wurden. Die Schäden sind ausschließlich an den kalten Kollektoren aufgetreten. Von der Sekundärseite ausgehend haben Spaltkorrosion und Ribbildung in den Stegen zwischen den Löchern, in denen die Heizrohre montiert sind, zu den Leckagen geführt. Ausgangspunkt dieser Schäden ist die unterste Lochreihe. Konstruktive Veränderungen, Änderungen der Herstellungstechnologie und zusätzliche Wärmebehandlung konnten bisher die Schäden nicht zuverlässig vermeiden. Es ist erforderlich, die Kenntnisse über den Schadensmechanismus zu vertiefen und den Einfluß der Anrisse auf die Integrität der Kollektoren zu analysieren.

Begleitend ist ein zerstörungsfreies Prüfverfahren zur Früherkennung der Anrisse zu ertüchtigen (E 4.2-18).

Desweiteren sind die Auswirkungen auf den Dampferzeugermantel beim Versagen des Dampferzeugerkollektors mit einer schnellen Druckentlastung des Primärkreislaufs zu untersuchen. Ebenso sind gegebenenfalls Einwirkungen auf benachbarte Dampferzeuger durch Strahl- und Reaktionskräfte sowie die Auswirkungen auf die Integrität des Containments zu analysieren (E 4.2-19).

Die Schweißnähte des Dampferzeugermantels sind zum Teil infolge von Nahtüberhöhungen, zu dicht an den Rundnähten aufgesetzte Stutzen und infolge von den Anpassungen unterschiedlicher Wanddicken nur eingeschränkt mit Ultraschall prüfbar. Durch Nacharbeiten und die Anwendung von Sonderprüftechniken können jedoch ergänzende Prüfaussagen gewonnen werden. Gegenwärtig kann noch nicht abschließend beurteilt werden, ob die Übergänge vom ferritischen zum austenitischen Werkstoff (Verbindungsschweißnaht Mantel/Kollektor) ausreichend prüfbar sind. An einigen Stutzenkonstruktionen sind deshalb Änderungen notwendig (E 4.2-5).

Für die Heizrohre ist für wiederkehrende Prüfungen ein Prüfkonzept auszuarbeiten, das auch in der Lage ist, an den Bogenbereichen mögliche betriebsbedingte Schäden rechtzeitig zu erkennen (E 4.2-9).

- **Kernflutbehälter**

Es sind keine Aussagen möglich, da keine Konstruktionsunterlagen bzw. Spezifikationen zur Beurteilung vorliegen.

- **Hauptumwälzleitungen**

Werkstoffauswahl und Konstruktion der Hauptumwälz- und Anschlußleitungen entsprechen weitgehend dem sowjetischen Regelwerk. Unterlagen zur Qualifikation der Werkstoffe konnten jedoch nicht geprüft werden. Die Rohrleitungsstatik hat zur Prüfung nicht vorgelegen, so daß keine Aussagen zum Spannungsniveau insbesondere an den Einbindungen von Anschlußrohrleitungen möglich sind (E 4.2-20). Da an den Einbindungen von Rohrleitungen verursacht durch Temperaturschichtungen und -fluktuationen häufig höhere Belastungen auftreten, ist auch keine Aussage zur

gegebenen Lebensdauer möglich. Gleiches gilt für die Abtragung von Lasten aus Erdbenen sowie aus Strahlkräften bei großem Leck. Entsprechende Festigkeitsberechnungen sind vorzulegen (E 4.2-4). Es bleibt auch unklar, ob die Unterstützungen die Funktion von Ausschlagsicherungen übernehmen können. Zu diesem Komplex sind weitere Analysen notwendig (E 4.2-21).

Einschränkungen für zerstörungsfreie Prüfungen bestehen infolge nicht durchgeschweißter Wurzeln an fast allen Stützen auf der Hauptumwälzleitung. Inwieweit die Anpassung unterschiedlicher Wanddicken von glatten Rohren und Krümmern die Prüfbarkeit beeinflusst, ist noch zu klären. Eingeschweißte Thermoschutzhülsen in den Noteinspeisestützen schließen die Prüfung der Innenoberfläche der tragenden Wand im Stützenbereich aus. Die Oberflächen der Schweißverbindungen sind in verschiedenen Bereichen nicht ausreichend eben, um das Ultraschallprüfverfahren für wiederkehrende Prüfungen im erforderlichen Umfang einsetzen zu können. Die Oberflächen sind deshalb entsprechend nachzuarbeiten. Für die dann noch verbleibenden Prüfeinschränkungen können gegebenenfalls Oberflächenrißprüfungen von der Innenseite durchgeführt werden (E 4.2-5).

- **Hauptumwälzpumpen**

Es sind keine Aussagen möglich, da keine Konstruktionszeichnungen und Spezifikationen zur Bewertung vorliegen.

- **Havariekühlsystem**

Der dreisträngige ND-Bereich (ND-Notkühlsystem) des Havariekühlsystems wird aus einem gemeinsamen nicht sektionierten Havariebehälter ($V = 630 \text{ m}^3$) gespeist. Die drei Rohrleitungen (DN 600) von den Behältersümpfen bis zu den Absperrarmaturen vor den Saugstutzen der Pumpen sind sicherheitstechnisch von besonderer Bedeutung, da sie durch die Containmentwand führen.

Beim Versagen einer oder mehrerer Rohrleitungen zwischen Behältersumpf und Absperrarmatur ginge fortlaufend Kühlmittel aus dem Containment verloren. Gleichzeitig würde an der Bruchstelle das Containment geöffnet werden.

Da die Behältersümpfe nicht direkt absperrbar sind, müssen hier spezielle Anforderungen an die eingesetzten Werkstoffe, sowie an die Auslegung, Prüfbarkeit und Überwachung dieser Rohrleitungen gestellt werden. Nach dem gegenwärtigen Wissensstand können größere Leckagen an diesen Rohrleitungen zwischen Behältersumpf und Absperrarmatur nicht ausgeschlossen werden (vergleiche Abschnitt 6.3.1.3 und E 6.3-3).

- **Speisewasser- und Frischdampfsystem**

Für eine Detailbewertung des Speisewasser- und Frischdampfsystems haben keine belastbaren Unterlagen zur Prüfung vorgelegen. Die Betriebserfahrung in artgleichen Anlagen zeigt, daß die für Behälter und Rohrleitungen eingesetzten un- bzw. niedriglegierten Stähle nur eingeschränkt für den Betrieb geeignet sind. Das unterschiedliche Korrosionsverhalten der eingesetzten Stähle und kupferhaltigen Werkstoffe in den Kondensatoren zwingt zu Kompromissen in der wasserchemischen Fahrweise. Unter den gegebenen Bedingungen sind mit wasserchemischen Mitteln allein weder lokale Korrosion an den Heizrohren der Dampferzeuger noch Erosionskorrosion im Kondensatsystem zu vermeiden. Hier ist es sinnvoll, das Werkstoffkonzept des Sekundärkreises insgesamt zu überarbeiten. In deutschen Anlagen hat sich der Verzicht auf kupferlegierte Werkstoffe, die Realisierung technisch dichter Kondensatoren und der Übergang zur Hoch-AVT-Fahrweise bewährt (E 4.2-12).

Nach dem gegenwärtigen Kenntnisstand (Einsatz einfacher Stähle, fehlende Ergebnisse von Werkstoffproben, ungünstige Trassierung, fehlende Ausschlagsicherungen) können im Frischdampf- und Speisewasserbereich Rohrbrüche und auch Folgeschäden nicht ausgeschlossen werden (E 4.2-13).

Literatur zu Kapitel 4

- /BER 76/ Berry, W.E., R.B. Diegle
Survey of Corrosion Product Generation, Transport and Deposition in
Light Water Nuclear Reactors,
EPRI-NP522, TPS 76-663
- /KAB 91a/ K.A.B. AG i. G.
KKW Stendal, Block A,
Konzeptbeschreibung für Reaktorkern und Steuerelemente, Konzept-
phase I,
Bearbeitungsstand 1/91
- /KAB 91b/ K.A.B. AG i. G.
KKW Stendal, Block A,
Konzeptbeschreibung für Reaktorkern und Steuerelemente,
1.1 Zusammenstellung der konzeptbestimmenden Regeln und Beurtei-
lungskriterien,
Berlin, den 31.01.1991
PL-WWER-91/0361-3
- /KAB 91c/ K.A.B. AG i. G.
KKW Stendal, Block A
Konzeptbeschreibung für Reaktorkern und Steuerelemente,
Abschnitt 1.4.3, Zusammenfassende Beschreibung des Be- und Entla-
devorganges sowie der Brennelementpositionierung, des Abbrandzy-
klus, des Plutoniumaufbaus und Angabe vorgesehener Abbranddaten,
Berlin, den 31.01.1991,
PL-WWER-91/0361-6
- /KOL 91/ Kolyadin, V., K. Dubrovin, P. Platonow, E. Ryazantsev, V. Yakovlev
Operability of WWER-1000 Experimental Fuel Rods at High Fuel Bur-
nups in the MR Reactor,
Proc. Int. Topical Meeting on LWR Fuel Performance,
Avignon 21. - 24.04.1991, S. 567

- /MRE 92/ Meier, S.
Notizen zum Treffen mit russischen Experten vom 4. bis 11. März 1992
in Berlin,
GRS, Technische Notiz
- /OKB 81/ OKB Gidropress
Verzeichnis der Unterlagen des Technischen Projektes der Reaktoranlage
W-320 (für das KKW Stendal-1),
hieraus:

7.10 Festigkeitsberechnung, Reaktoreinbauten bei Normalbetriebsbedingungen,
320.06.00.00.000 PP 06

7.11 Festigkeitsberechnungen, Reaktoreinbauten unter Havariesituation,
320.06.00.00.000 PP.6.1

7.14 Wärmehydraulische Berechnung, Berechnung der Kräfteinwirkungen
auf die Elemente der Reaktoreinbauten bei Abriß der Hauptumwälz-
leitung, 320.06.00.00.000 PP17.2
- /PAZ 91/ Pazdera, F., O. Barta.
Research on WWER Fuel Rod Behaviour and Operational Experience,
Proc. Int. Topical Meeting on LWR Fuel Performance,
Avignon, 21. - 24.04.1991, S. 457
- /PLA 91/ Platonov, P., K. Strizhov, V. Dubrovin, V. Yakovlev, V. Kolyadin
Verifikation of the Calculation Codes for Modeling the WWER Fuel Rods
Behaviour,
Proc. Int. Topical Meeting on LWR Fuel Performance,
Avignon 21. - 24.04.1991, S. 971
- /RAD 85/ Radko u. a.
Werkstoffprüfung plattierter KKW-Rohrleitungen während des Be-
triebes,
Elektritscheskije Stanzii 1985, Heft 6

- /SKO 83/ SKODA, Pilsen
Werkstoffspezifikation Ae 4517/Doc/N Rev. 2 vom 18.10.83
- /SPE 90/ Atomenergoexport
Spezifikacija Materialow (Dopolnenija I) 8002.00.06.000 D, 1990
- /VIS 83/ Vishkarov u. a.
Einfluß von Nickel auf das Gefüge und die Strahlenbeständigkeit der
Schweißnahtverbindungen des WWER 1000-RDB,
NIIAR (588) 1983

Tabellen zu Kapitel 4

- 4.1.1 Beschreibung der Brennstoffkassette und des Brennstabs
- 4.1.2 Beschreibung der Führungsrohre für die Absorber und die Instrumentierung sowie die Absorberstäbe
- 4.2-1 Technische Anforderungen an die Werkstoffe
- 4.2-2 Technische Anforderungen an die Herstellung
- 4.2-3 Wesentliche Qualitätsmerkmale der Werkstoffe für Komponenten des Primärkreislaufs (Herstellerangaben)
- 4.2-4 Wesentliche Qualitätsmerkmale der Schweißzusatzwerkstoffe für das Reaktordruckgefäß (Herstellerangaben)

Tabelle 4.1-1 Beschreibung der Brennstoffkassette und des Brennstabes

Beschreibung der Brennstoffkassette:

Schlüsselweite der Brennstoffkassette	23.4 cm
Anzahl der Brennstäbe	312
Anzahl der Führungsrohre für Absorberstäbe	18
Zentrales Führungsrohr	1
Anordnung der Brennstäbe und Führungsrohre im Dreiecksgitter mit Abstand	12.75 mm
Länge der Brennstoffkassetten mit Kopf- und Fußteil	4.75
Länge des Brennstabes	3.825 m
Länge der Brennstoffzone	3.53 m
Anzahl der Abstandshalter	15
Axialer Abstand der Abstandshalter	0.255 m
Material der Abstandshalter (mit 69.5 % Fe, 18 % Cr, 11 % Ni, 1.5 % Mn)	08X18H10T

Beschreibung des Brennstabes:

Äußerer Durchmesser des Brennstabhüllrohrs	9.1 mm
Dicke des Hüllrohrs	0.69 mm
Äußerer Durchmesser der Brennstofftablette	7.57 mm
Durchmesser der Innenbohrung in der Brennstofftablette	1.4-2.3 mm
Höhe der Brennstofftablette	9 - 13 mm
Hüllrohrmaterial	Zirkon-Niob-Legierung mit 1 % Niobgehalt
Anfangsinnendruck (im kalten Zustand)	1.2 MPa

Tabelle 4.1-2 Beschreibung der Führungsrohre für die Absorber und die Instrumentierung sowie der Absorberstäbe

Beschreibung der Führungsrohre für Absorberstäbe:

Außendurchmesser der Führungsrohre	12.6 mm
Wandstärke des Rohres	0.85 mm
Material des Rohres	06X18H10T

Absorberstäbe der Steuerelemente:

Axiale Höhe des Absorbermaterials	3.71 m
Durchmesser des Absorberstabes	8.2 mm
Absorbermaterial	Borkarbid (natürliche Zusammensetzung des Bors)
Einsatzzeit der Absorberstäbe	1 bis 2 Jahre
Einfallzeit der Steuerelemente	1.5 - 4 s
Fahrgeschwindigkeit der Steuerelemente	2.0 cm/s

Absorberstäbe der abbrennbaren Gifte:

Axiale Höhe des Absorbermaterials	3.55 m
Außendurchmesser des Absorber	9.1 mm
Wandstärke des Hüllrohres	0.65 mm
Durchmesser der Absorbtablette	7.72 mm
Material des abbrennbaren Absorbers	Borkarbid B_4C , oder Chrom-Borverbindung CrB_2 in Aluminiumlegierungsmatrix, oder Gadolinium
Einsatzzeit	1 Jahr

Beschreibung des zentralen Führungsrohres für die Instrumentierung:

Außendurchmesser	11.2 mm
Wandstärke des Rohres	0.8 mm
Material des Rohres	Zirkonlegierung mit 1 % Niobgehalt

Tabelle 4.2-1 Technische Anforderungen an die Werkstoffe

Anforderungen an die Werkstoffe (deutsche Vorschriften)	Bemerkung bzw. im sowjetischen Regelwerk festgelegt in:
Feinkörnige Erschmelzung (Korngrößenbestimmung)	1) WM 54
Werkstoffbegutachtung	1) WM 54
Geinge Versprödungsneigung bei Bestrahlung (kernnahe Bereiche)	1) TGL 43 272: 3.1.3 bzw. 4.2.1
Schweißneigung - Härtingseignung - Querschliif- bzw. Tangentialschliifuntersuchungen usw.	z. T. 1); TGL 43 272: 1.1.1 2) 3)
Analysen: - Analysenbeschränkung - Sondergüten	1) WM 54
Seigerungsverhalten	3)
Korrosionswiderstand	1) WM 54
Probenstücke: - simulierend wärmebehandelt - mitlaufende Proben	1) 2) TGL 43 272: 5.5.13
Härteprüfung bei vergüteten Stählen (Kontrolle der Wärmebehandlung)	1) 2)
Erprobung in Wanddickenmitte bei ≥ 150 mm	3)
Erprobung in Dickenrichtung	3)
Zähigkeitsverhalten: - A_v -T-Kurven - 68 J-Kriterium - 100 J-Hochlage	1) 2) TGL 43 272: 4.2.1 bzw. 4.2.2

Tabelle 4.2-1 Technische Anforderungen an die Werkstoffe (Fortsetzung)

Anforderungen an die Werkstoffe (deutsche Vorschriften)	Bemerkungen bzw. im sowjetischen Regelwerk festgelegt in:
Bauteilzähigkeit (Großproben)	3)
Spröbruch-Übergangstemperatur: - Bestimmung - Nachweis	1) 2)
nur Austenite: Ik-Beständigkeit	1) TGL 43272: 4.1.6
nur Austenite: - Prüfung auf nichtmetallische Einschlüsse - Korngröße (US-Prüfbarkeit)	1) 2)

58

1) im Grundsatz erfüllt

2) Unterlagen enthalten Hinweise auf verfügbare Angaben

3) Angaben zur Zeit nicht verfügbar; Nacherprobungen gegebenenfalls erforderlich

Anmerkung

TGL 43 272 entspricht der sowjetischen Vorschrift für die Errichtung und den sicheren Betrieb von Ausrüstungen und Rohrleitungen in KKW, Versuchs- und Forschungsreaktoren und -anlagen (Errichtervorschriften)

WM 54 ist Bestandteil der TGL 43 272 (Werkstoffliste)

TGL 43 273 entspricht der sowjetischen OP 1513 - 72 (Konstruktionsvorschrift)

TGL 43 274 entspricht der sowjetischen PK 1514 - 72 (Prüfvorschrift)

Tabelle 4.2-2 Technische Anforderungen an die Herstellung

Anforderungen an die Herstellung (deutsche Vorschriften)	Bemerkungen bzw. im sowjetischen Regelwerk festgelegt in:
Anforderungen an die Hersteller (Qualifikation, Qualitätssicherung, Audits)	1) bzw. 2) TGL 43 272: 2.1, 6.11, 10 TGL 43 273: 1.1, 1.4
Fertigungsunterlagen Vorprüfunterlagen	2) TGL 43 272: 5.1.5, 5.4.1
Dokumentation	2) TGL 43 272: 12.4, 15.1
Schweißtechnik, -überwachung	1) TGL 43 272: 5.4, 6.2.5, 6.3 TGL 43 273: 1.5, 5, 6.4
Schweißprüfungen	1) TGL 43 272: 5.4.2 TGL 43 273: 5
konstruktive Gestaltung (z. B. Prüflängen)	2) TGL 43 272: 3.4.3, 3.4.4, 3.4.14
schweißtechnische Gestaltung	2) TGL 43 272: 3.4.2
Verfahrens-, Arbeits- sowie Chargenprüfung	1) bzw. 2) TGL 43 272: 6.2, 6.7, 6.10 TGL 43 273: 1.4
Schweißzusatz (Eignungsprüfung)	1) TGL 43 272: 4.5 TGL 43 273: 3.9
Kantenversatz (Vorgaben)	1) TGL 43 272: 5.3.8 bis 5.3.11

Tabelle 4.2-2 Technische Anforderungen an die Herstellung (Fortsetzung)

Anforderungen an die Herstellung (deutsche Vorschriften)	Bemerkungen bzw. im sowjetischen Regelwerk festgelegt in:
Wärmebehandlung	1) TGL 43 272: 5.5 TGL 43 273: 10
Reparaturen (Vorgehensweisen und Kategorien)	1) bzw. 2) TGL 43 272: 12, 13 TGL 43 273: 11
Zähigkeitsverhalten von Schweißverbindungen sowie zulässige Härten (GW, WEZ und SG)	1) bzw. 2) TGL 43 272: 6.7 TGL 43 274: 6.2
Vergütungslagentechnik	3) TGL 43 273: 8.4
Umformen, Biegen u. ä.	2) TGL 43 272: 3.3.2

1) im Grundsatz erfüllt

2) Unterlagen enthalten Hinweise auf verfügbare Angaben

3) Angaben z. Z. nicht verfügbar

Anmerkung

TGL 43 272 entspricht der sowjetischen Vorschrift für die Errichtung und den sicheren Betrieb von Ausrüstungen und Rohrleitungen

in KKW, Versuchs- und Forschungsreaktoren und -anlagen (Errichtervorschriften)

WM 54 ist Bestandteil der TGL 43 272 (Werkstoffliste)

TGL 43 273 entspricht der sowjetischen OP 1513 - 72 (Konstruktionsvorschrift)

TGL 43 274 entspricht der sowjetischen PK 1514 - 72 (Prüfvorschrift)

Tabelle 4.2-3 Wesentliche Qualitätsmerkmale der Werkstoffe für Komponenten des Primärkreislaufes (Herstellerangaben)

Komponente	Werkstoff	Chemische Zusammensetzung										Mech. Kennwerte (RT)			
		C	Mn	Cr	Ni	Mo	P	S	Cu	R _{90,2}	R _m	T _{KO}			
		%	%	%	%	%	%	%	%	%	MPa	MPa	°C		
Reaktordruck- gefäß (RDG)	15Ch2NMFA	0,13 -	0,3 -	1,8 -	1,2 -	0,5 -	≤ 0,020	≤ 0,020	≤ 0,30	≥ 441	≥ 539	≤ -10			
		0,18	0,6	2,3	1,5	0,7			V						
Kernbereich des RDG	15Ch2NMFA-A	0,13 -	0,3 -	1,8 -	1,2 -	0,5 -	≤ 0,010	≤ 0,012	≤ 0,08	≥ 441	≥ 539	≤ -25			
		0,18	0,6	2,3	1,5	0,7			V						
Druckhalter, Dampferzeu- ger (DE)	10GN2MFA	0,08 -	0,8 -	≤ 0,3	1,8 -	0,4 -	≤ 0,020	≤ 0,020	V	≥ 343	≥ 539	≤ 15			
		0,12	1,1		2,3	0,7			0,03 -						
DE-Heizrohre	08Ch18N10T	≤ 0,08	≤ 1,5	17,0 -	10,0 -	Ti:	≤ 0,035	≤ 0,020	≤ 0,30	548					
				19,0	11,0	5C-									
					0,6	0,6									
Hauptumwälz- leitung	10GN2MFA	0,08 -	0,7 -	≤ 0,3	1,7 -	0,4 -	≤ 0,020	≤ 0,020	V	≥ 343	539 -	≤ 15			
		0,12	0,9		2,0	0,6			≤ 0,04		673				

Tabelle 4.2-4 Wesentliche Qualitätsmerkmale der Schweißzusatzwerkstoffe für das Reaktor Druckgefäß (Herstellerrangaben)

Komponente	Werkstoff	Chemische Zusammensetzung										Mech. Kennwerte (RT)			
		C %	Mn %	Cr %	Ni %	Co %	P %	S %	Cu %	R _{p0,2} MPa	R _m MPa	T _{KO} °C			
Wurzel (Kernbereich)	Sv08AA	<0,11	0,6 - 1,20	< 0,15	<0,25		≤ 0,012	≤ 0,015	≤ 0,08	216	352	≤ 0			
Naht (Kernbereich)	Sv09ChGNMTAA -Wi m. NF18M	0,04 - 0,10	0,45 - 1,10 2,0	1,2 - 2,0	1,0 - 1,5		≤ 0,012	≤ 0,012	≤ 0,08	422	539	≤ 0			
Plattierung 1. Lage	Sv07Ch25N13	≤ 0,09	0,60 - 1,70	21,0 - 26,5	11,0 - 14,0	≤ 0,05	≤ 0,030	≤ 0,020	≤ 0,05						
2. + 3. Lage (Kernbereich)	Sv04Ch20N10G2B	≤ 0,05	0,90 - 1,90	17,5 - 20,5	8,0 - 11,0	≤ 0,05	≤ 0,030	≤ 0,020	≤ 0,05	265	490	KCV ≥ 29,4 Jcm ⁻²			
2. + 3. Lage	Sv08Ch19N10G2B	≤ 0,10	1,3 - 2,20	17,5 - 20,5	8,0 - 11,0	≤ 0,05	≤ 0,030	≤ 0,020	≤ 0,05	314	490	KCV ≥ 29,4 Jcm ⁻²			

Bilder zu Kapitel 4

- Bild 4.1-1 Reaktordruckgefäß (RDG) mit Einbauten
- Bild 4.2-1 Reaktorgebäude mit Containment, Anordnung der Komponenten, Aufriß
- Bild 4.2-2 Reaktorgebäude mit Containment, Anordnung der Komponenten, Grundriß
- Bild 4.2-3 Reaktordruckgefäß, Übersicht und Ausführung der Hauptschweißnähte
- Bild 4.2-4 Reaktordruckgefäß, heißer und kalter Stutzenring, Ausführung der Stutzen DN 850 für Hauptumwälzleitung
- Bild 4.2-5 Reaktordruckgefäß, Stutzen für Meßleitungen, kalter und heißer Stutzen für Rohrleitungen der Kernnotkühlung
- Bild 4.2-6 Deckel des Reaktordruckgefäßes, Übersicht
- Bild 4.2-7 Deckel des Reaktordruckgefäßes, Ausführung der Stutzen für KAT, SUS und Anschluß der Leckkontrollrohrleitungen
- Bild 4.2-8 Druckhalter, Übersicht und Hauptschweißnähte
- Bild 4.2-9 Druckhalter, Stutzen für Sprühleitung und Stutzen für Volumenausgleichsleitung
- Bild 4.2-10 Dampferzeuger, Übersicht
- Bild 4.2-11 Dampferzeuger, Kollektor
- Bild 4.2-12 Dampferzeuger, Speisewasserstutzen und Havariespeisewasserstutzen
- Bild 4.2-13 Dampferzeuger, Anschluß der Heizrohre am Kollektor

Bild 4.2-14 Hauptumwälzleitung, Schweißverbindungen glattes Rohr und drei Varianten glattes Rohr-Krümmen

Bild 4.2-15 Hauptumwälzleitung, Ausführungen der Stutzen in Abhängigkeit von der Nennweite

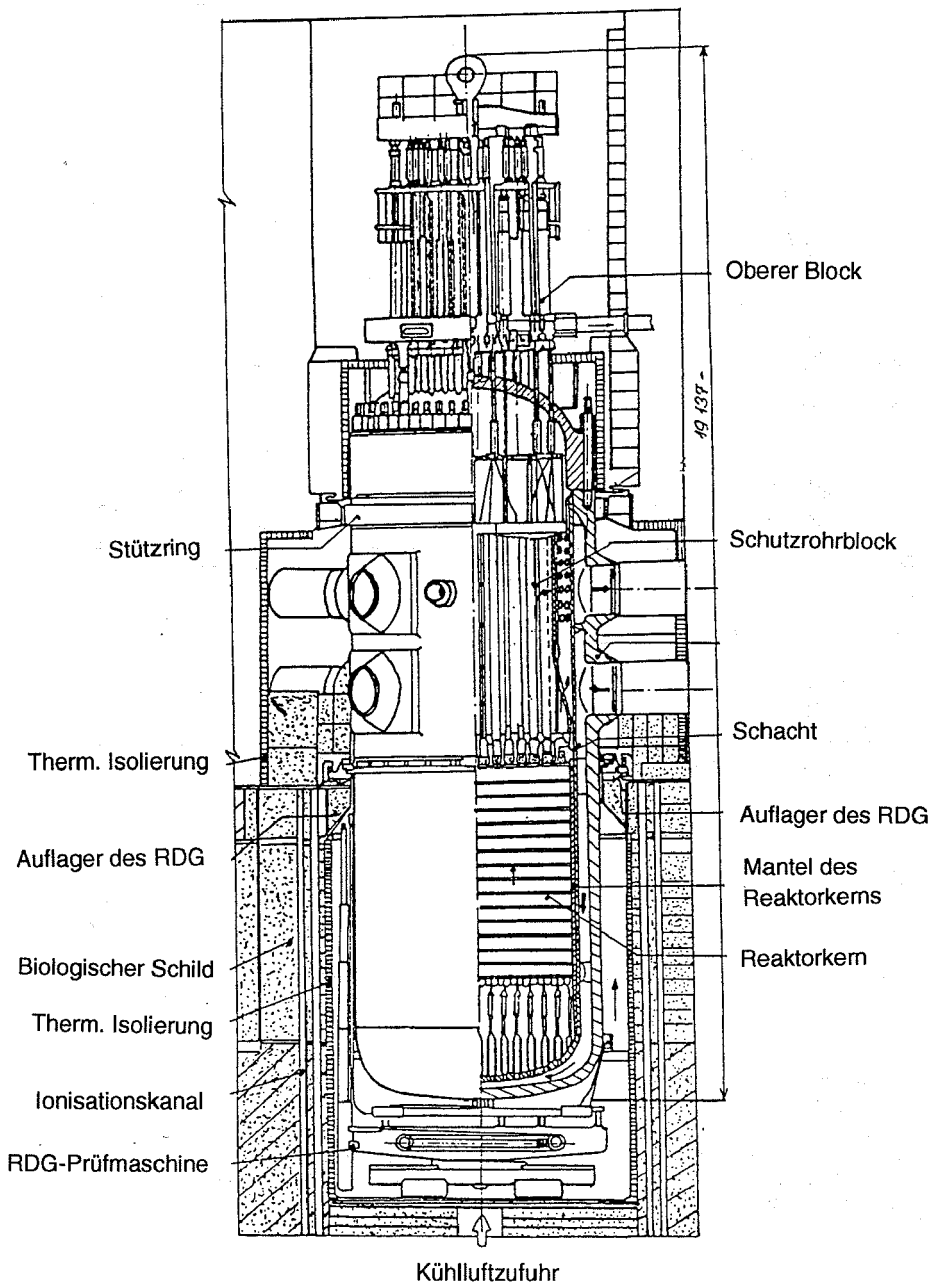
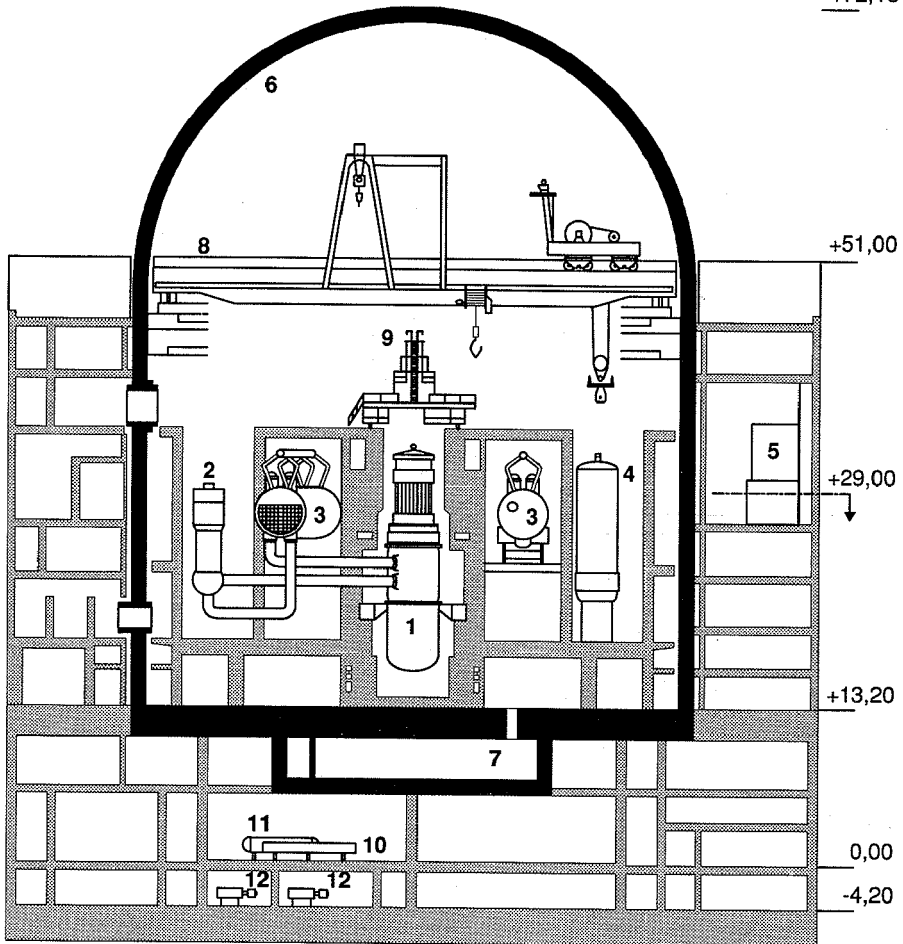


Bild 4.1-1 Reaktordruckgefäß (RDG) mit Einbauten

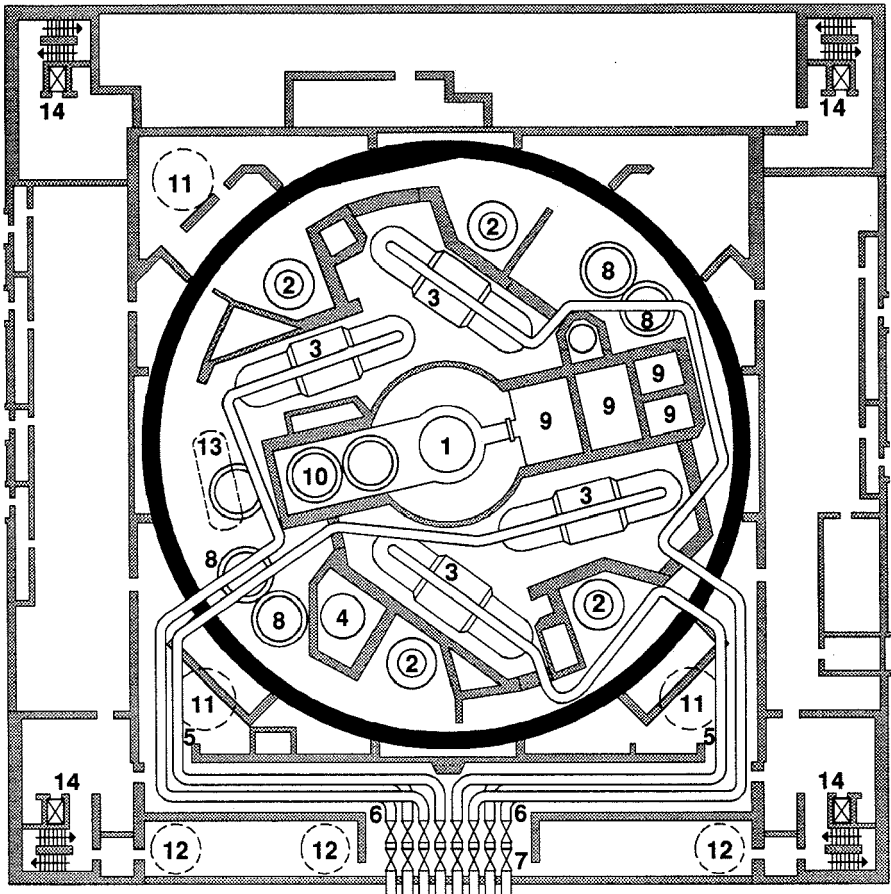
Höhenkote in m
+72,15



92050-03

- | | |
|---|-----------------------------|
| 1 Reaktor | 7 Havarieborbehälter |
| 2 Hauptumwälzpumpe | 8 Rundlaufkran 3,2 MN |
| 3 Dampferzeuger | 9 BE-Wechselmaschine |
| 4 Druckhalter | 10 Havariekühler |
| 5 Nebenkühlwassersystem A,
Vorratsbehälter | 11 BE-Beckenkühler |
| 6 Containment | 12 Pumpe für Havariekühlung |

Bild 4.2-1 Reaktorgebäude mit Containment, Anordnung der Komponenten, Aufriß



Schnitthöhe 29,00m

92050-02

- | | |
|-----------------------|--|
| 1 Reaktor | 9 Brennelement-Abklingbecken |
| 2 Hauptumwälzpumpe | 10 Revisionsschacht |
| 3 Dampferzeuger | 11 Nebenkühlwassersystem A,
Vorratsbehälter |
| 4 Druckhalter | 12 Feuerlöschwasser |
| 5 Frischdampfleitung | 13 Abblasebehälter des Druckhalters |
| 6 Speisewasserleitung | 14 Treppenhaus mit Aufzug |
| 7 BRU-A | |
| 8 Kernflutbehälter | |

Bild 4.2-2 Reaktorgebäude mit Containment, Anordnung der Komponenten, Grundriß

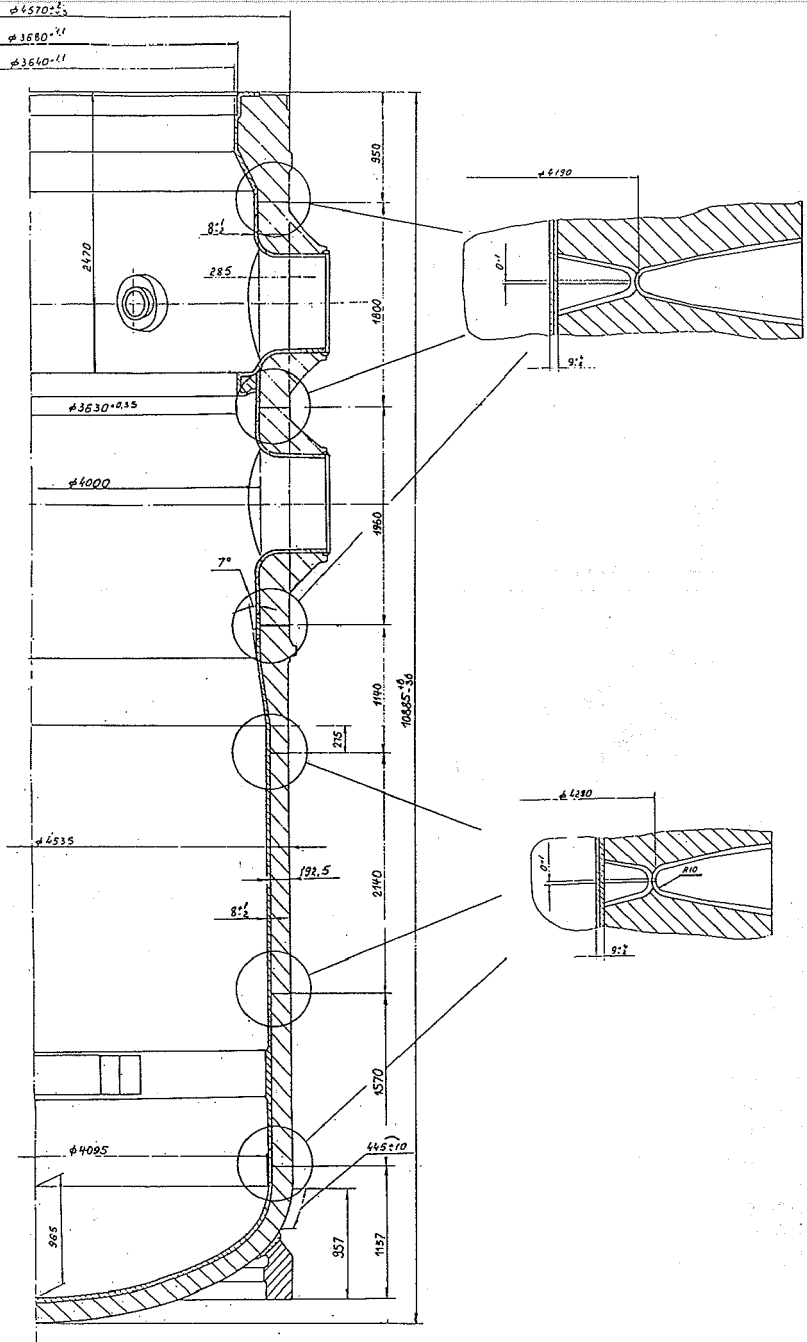


Bild 4.2-3 Reaktordruckgefäß, Übersicht und Ausführung der Hauptschweißnähte

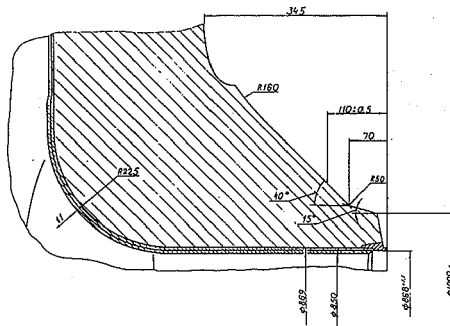
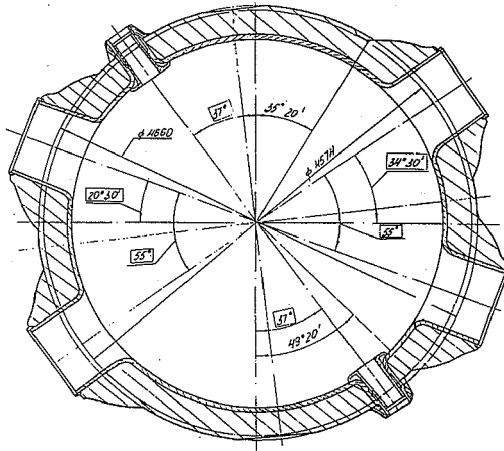
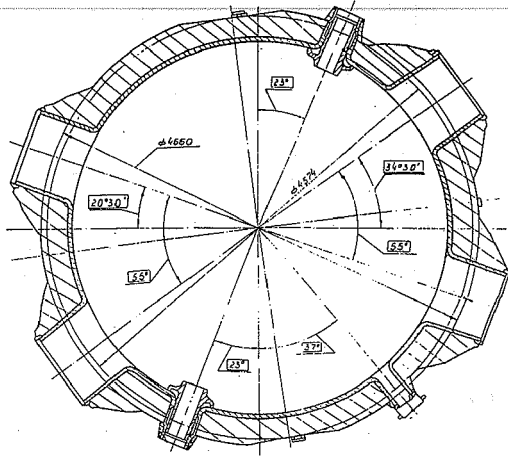


Bild 4.2-4 Reaktordruckgefäß, heißer und kalter Stutzenring, Ausführung der Stutzen DN 850 für Hauptumwälzleitung

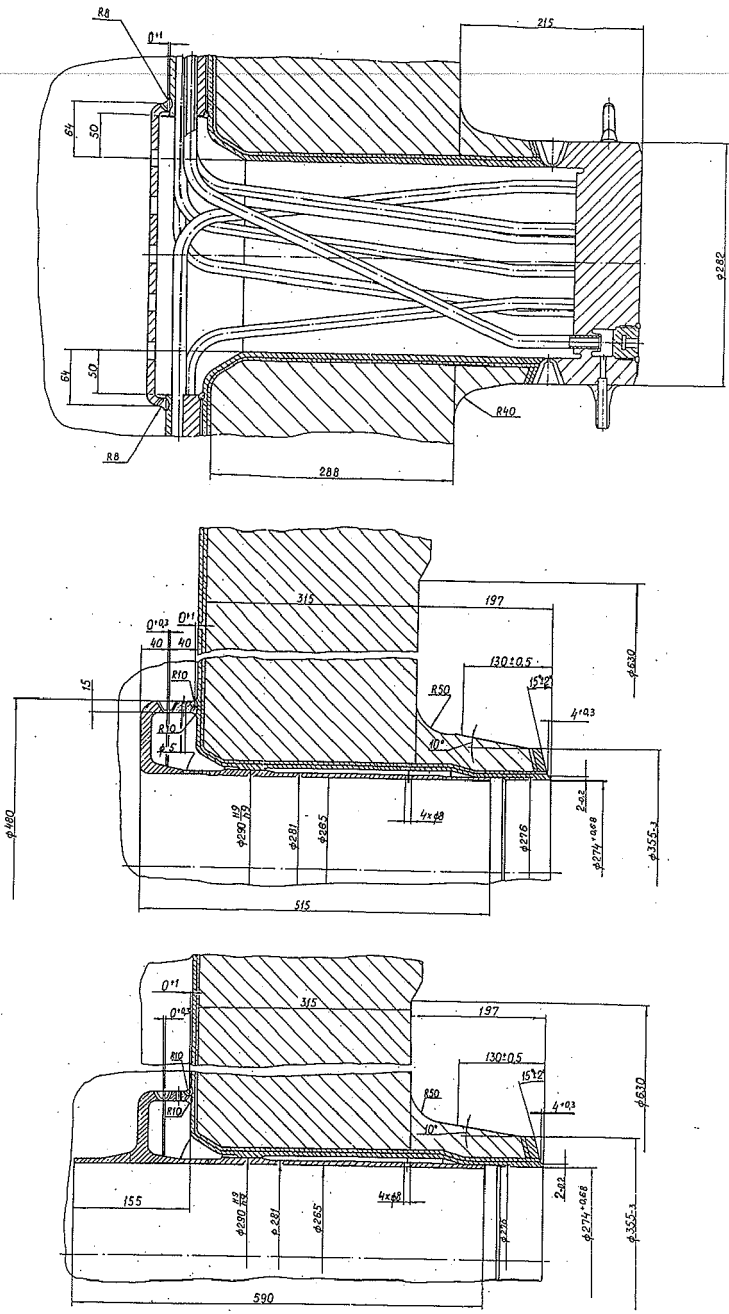


Bild 4.2-5 Reaktordruckgefäß, Stutzen für Meßleitungen, kalter und heißer Stutzen für Rohrleitungen der Kernkühlung

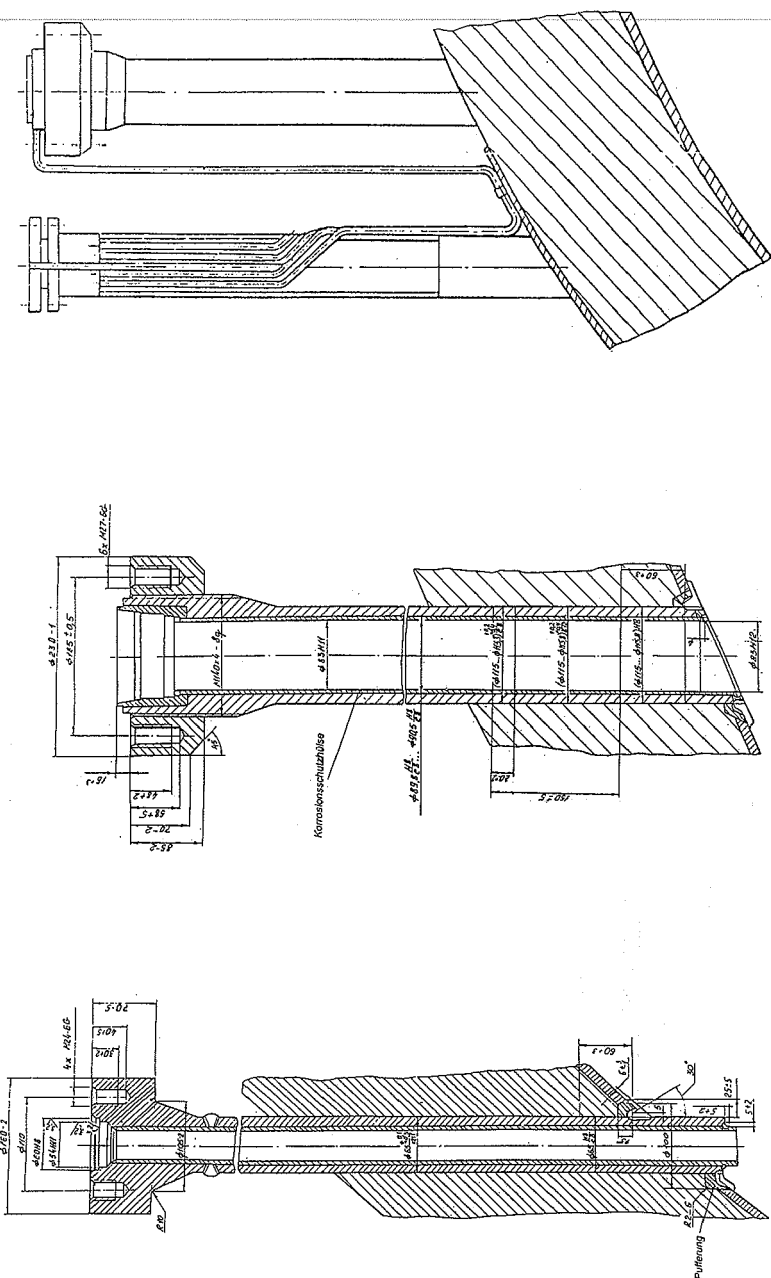


Bild 4.2-7 Deckel des Reaktor Druckgefäßes, Ausführung der Stützen für KAT, SUS und Anschluß der Leckkontrollrohrleitungen

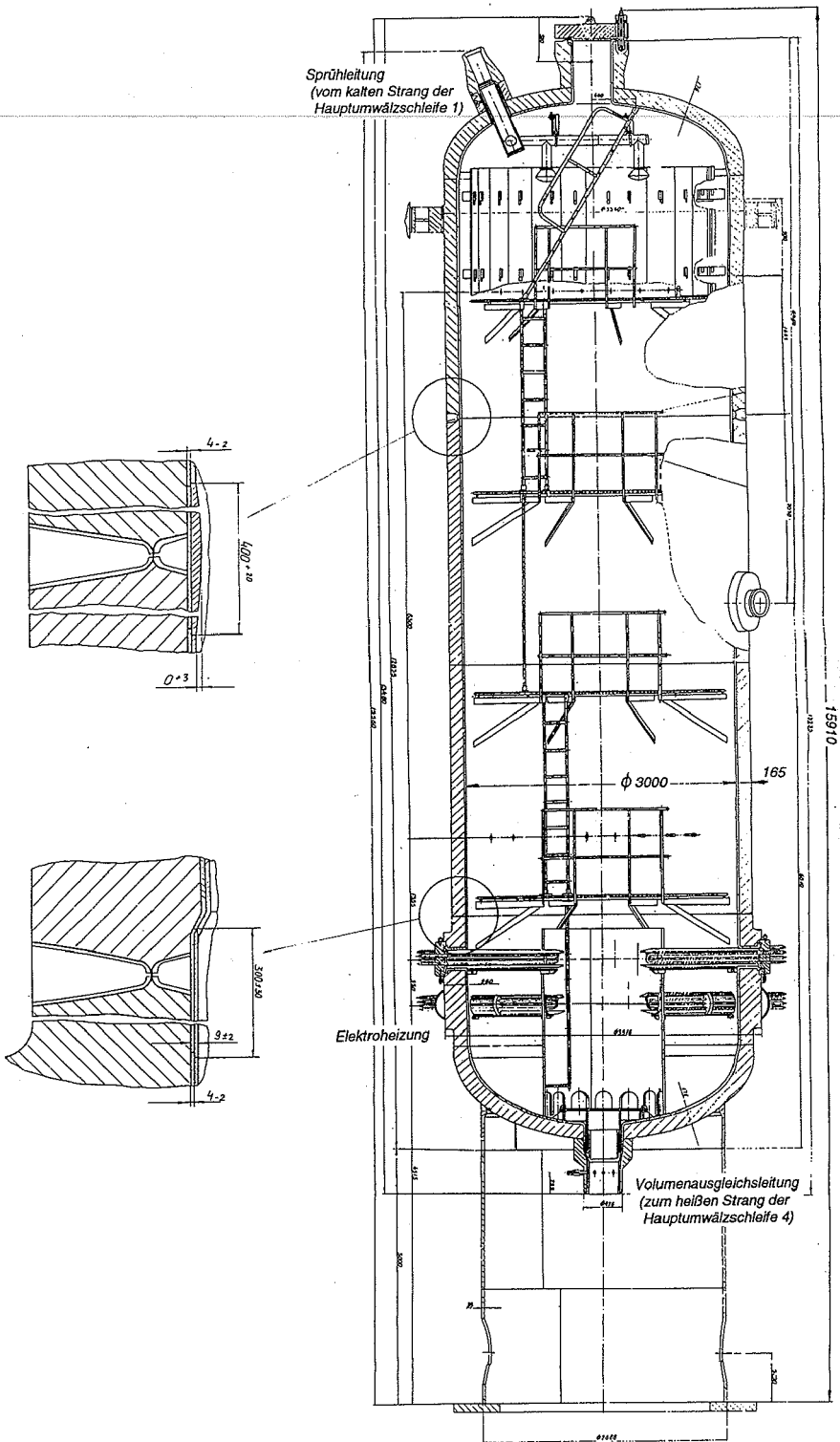


Bild 4.2-8 Druckhalter, Übersicht und Hauptschweißnähte

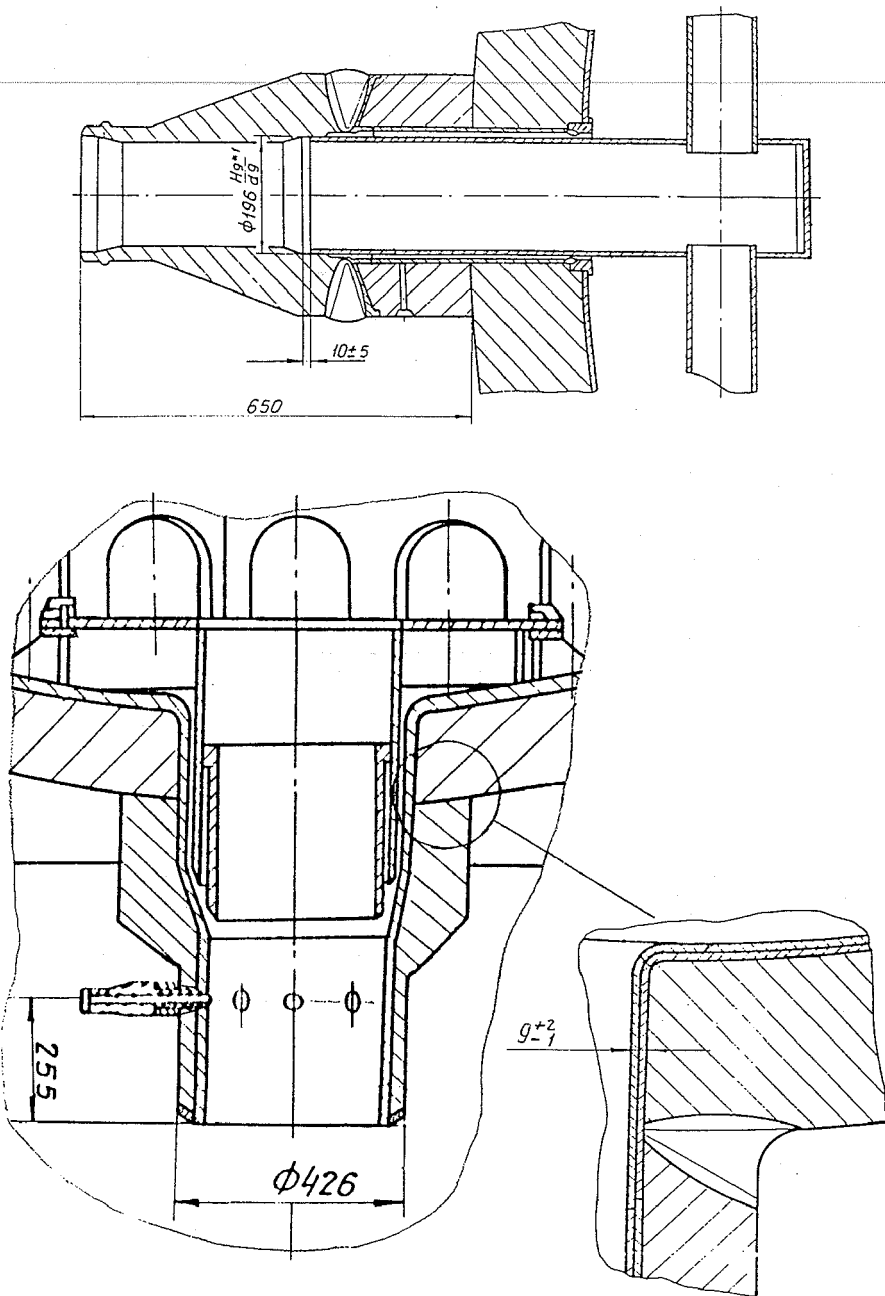


Bild 4.2-9 Druckhalter, Stutzen für Sprühleitung und Stutzen für Volumenausgleichsleitung

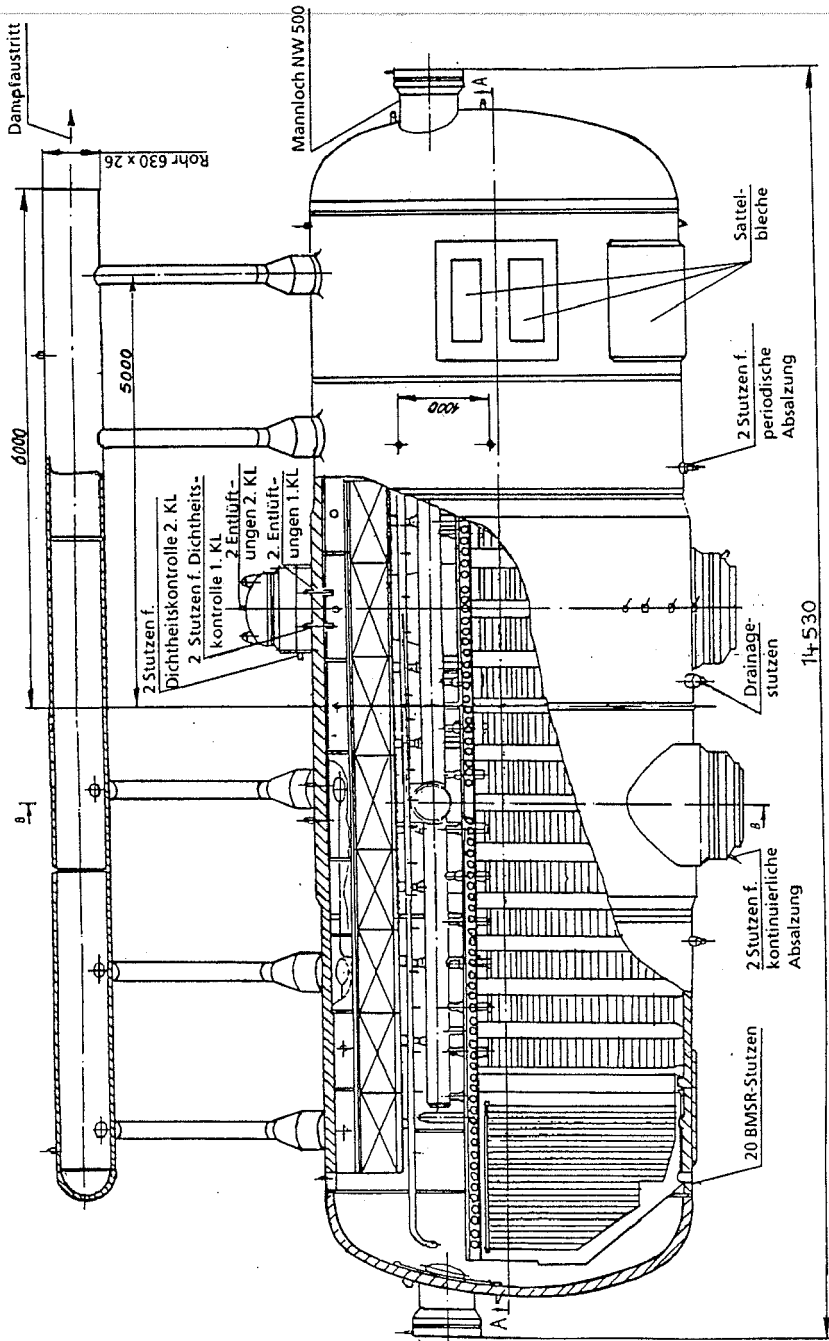


Bild 4.2-10 Dampferzeuger, Übersicht

Dampferzeuger PGW - 1000 M (Längsschnitt)

Dampferzeuger PGW 1000 M B-B
(Querschnitt)

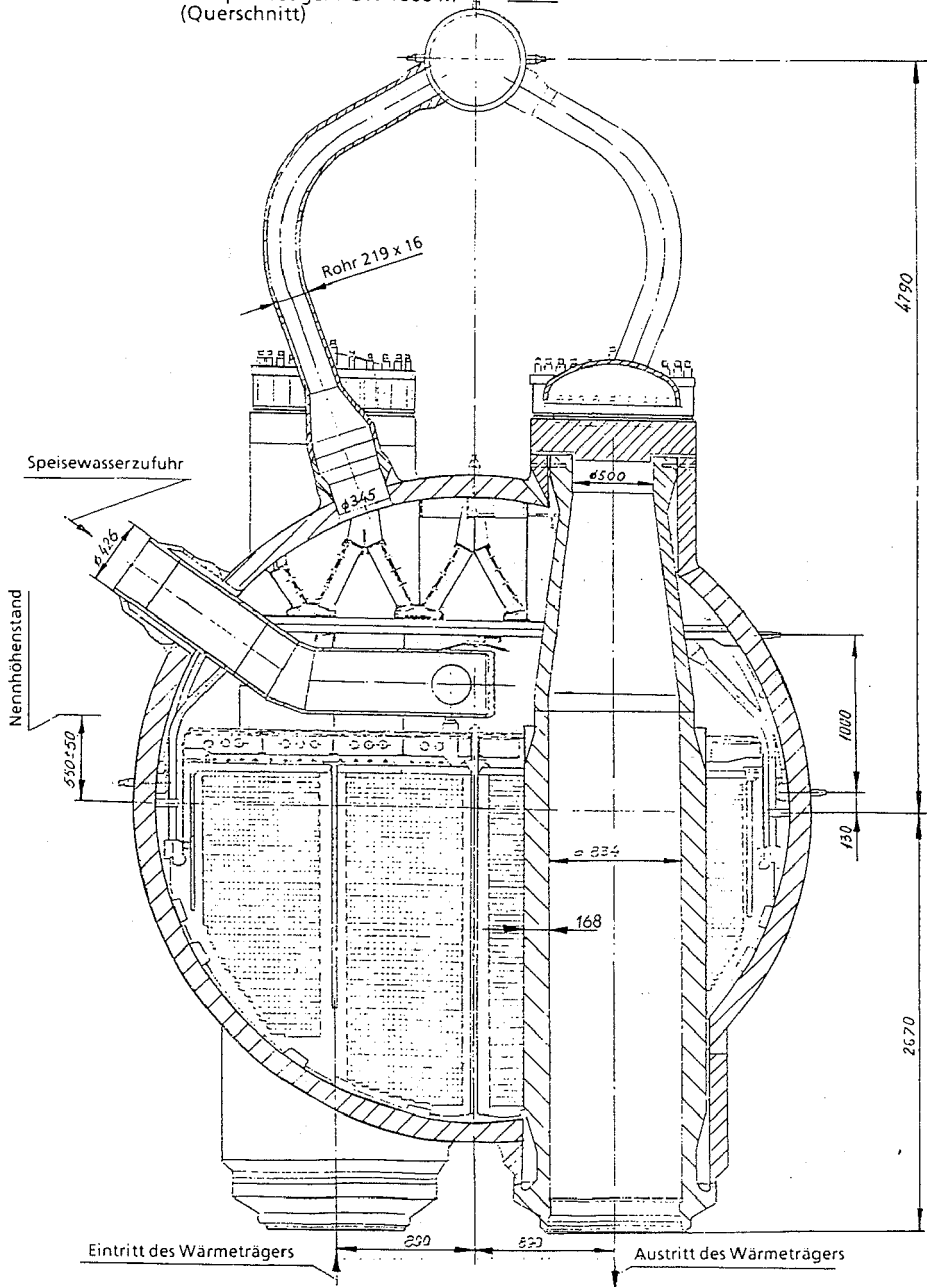


Bild 4.2-11 Dampferzeuger, Kollektor

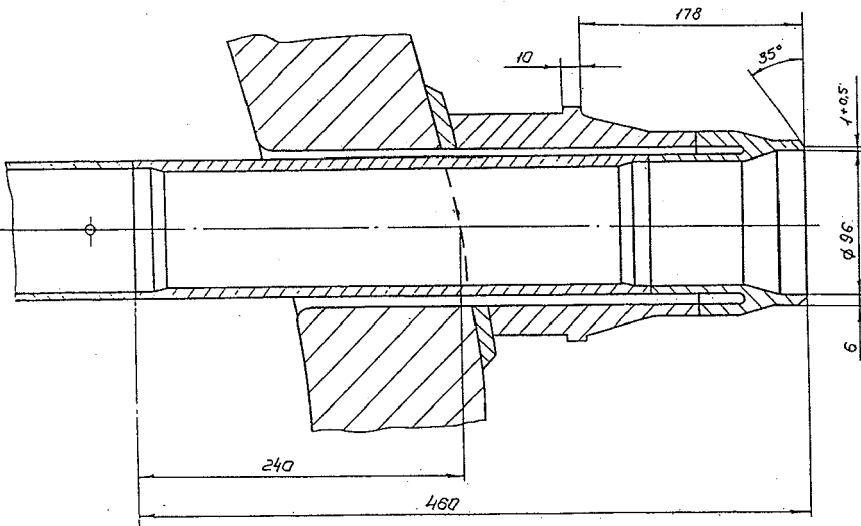
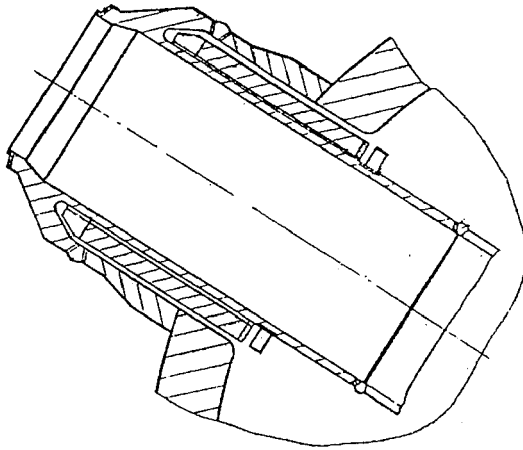


Bild 4.2-12 Dampferzeuger, Speisewasserstutzen und Havariespeisewasserstutzen

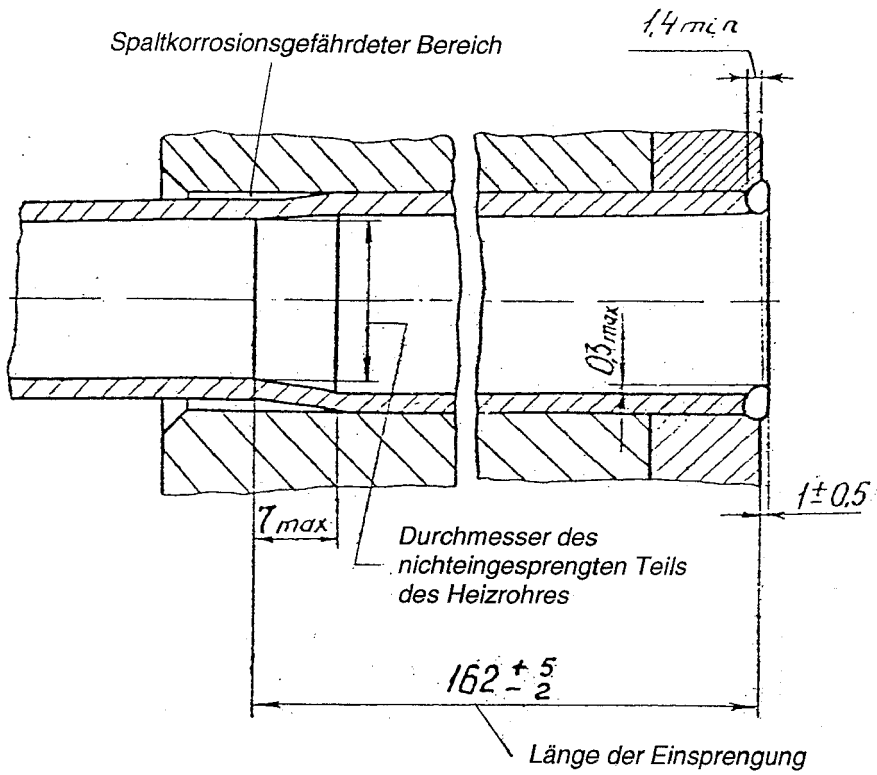


Bild 4.2-13 Dampferzeuger, Anschluß der Heizrohre am Kollektor

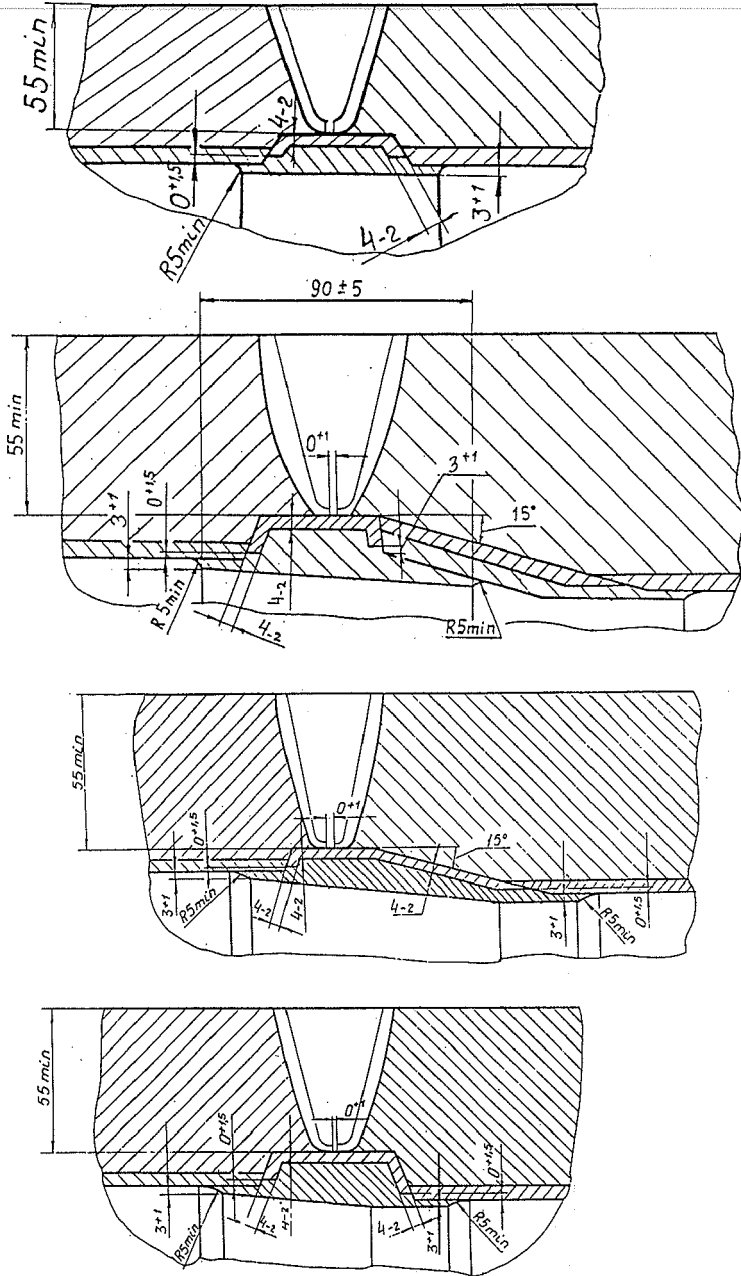


Bild 4.2-14 Hauptumwälzleitung, Schweißverbindungen glattes Rohr und drei Varianten glattes Rohr-Krümmen

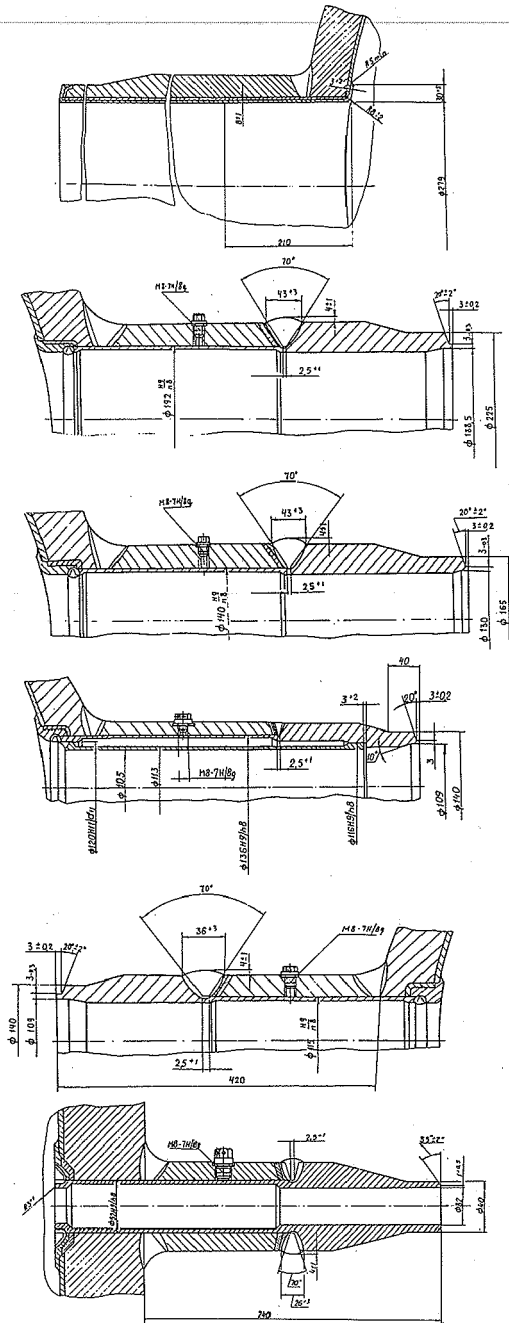


Bild 4.2-15 Hauptumwälzleitung, Ausführungen der Stützen in Abhängigkeit von der Nennweite

5 Störfallanalyse

Zur Sicherheitsvorsorge muß entsprechend dem bundesdeutschen Regelwerk beim Auftreten von Störfällen gewährleistet sein, daß die Nachwärme des Reaktors sicher abgeführt werden kann, der Reaktor sicher abgeschaltet, die langfristige Unterkritikalität aufrecht erhalten und die Strahlenexposition des Personals und der Umgebung unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik auch unterhalb der Dosisgrenzwerte, die durch die Vorschriften des Atomgesetzes und der nachgeordneten Rechtsverordnungen festgesetzt sind, so gering wie möglich gehalten werden kann. Darüber hinaus wird für viele Störfälle die Einhaltung weiterer Schutzziele gefordert. So ist für Störfälle bzw. Störungen mit höherer Eintrittswahrscheinlichkeit wie z. B. Betriebstransienten zu zeigen, daß die Wärmestromdichten an den Brennstabhüllrohren einen hinreichenden Abstand zur kritischen Wärmestromdichte haben, die Energiefreisetzung in den Brennstäben so gering ist, daß Schmelzen vermieden wird und der Druck im Primärkreislauf so gering ist, daß die Sicherheitsventile nicht öffnen.

Zum Nachweis der Vorsorge gegen unzulässige Auswirkungen von Störfällen ist eine Störfallanalyse für die zu betrachtende Anlage durchzuführen, in der Ablauf und Auswirkungen der Störfälle untersucht werden. Die dabei verwendeten Analysemethoden und Rechenprogramme müssen durch Verifikation an Experimenten in Versuchsanlagen oder Versuchen in der Reaktoranlage auf ihre Eignung überprüft werden. Die Anforderungen und die Randbedingungen für die Störfallanalyse sind durch das bundesdeutsche Regelwerk konservativ festgelegt.

5.1 Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen und Transienten

Zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Stendal, Block A, wurden von Projektanten und vom Errichter durchgeführte Störfallanalysen vor dem Hintergrund des bundesdeutschen Regelwerks für Kernkraftwerke bewertet. Außerdem wurden Störfallanalysen weiterer Institutionen zu Reaktoranlagen vom Typ WWER-1000/W-320 bewertet. Bei Abweichungen vom Regelwerk, die sich aus den ausgewerteten Störfallanalysen ergaben, wurde geprüft, in wieweit sich hierdurch Sicherheitsdefizite ergeben und welche Ersatzmaßnahmen gegebenenfalls getroffen werden können.

Eine detaillierte Beschreibung der Auswertung vorliegender Störfallanalysen einschließlich Quellenverzeichnis ist in /HOC 91/ gegeben.

Das in diesem Abschnitt behandelte Spektrum von Störfällen umfaßt nicht alle denkbaren Störfälle: So werden z. B. Störfälle bei abgeschaltetem Reaktor und auslegungsüberschreitende Ereignisse (Unfälle) hier nicht bewertet, weil dazu keine Analysen vorliegen. Es wird empfohlen, Analysen zu Störfällen bei abgeschaltetem Reaktor, bei An- und Abfahrvorgängen sowie Analysen zu auslegungsüberschreitenden Störfällen durchzuführen (E 5.1-21). Störfälle bei der Handhabung von Brennstoffkassetten sind in Abschnitt 5.3.2 enthalten. Auf Störfälle bei der Kühlung der Abklingbecken für die Brennstoffkassetten wird in Abschnitt 6.3.4 kurz eingegangen. Andererseits werden in Abschnitt 5.1 WWER-spezifische Störfälle behandelt, die in der Störfallanalyse westlicher Reaktoren nicht enthalten sind. Eine Übersicht über die aus der Störfallanalyse abgeleiteten Anforderungen an die Sicherheitseinrichtungen ist in der Tabelle 6.1-1 enthalten.

5.1.1 Bewertungsmaßstäbe

Für die Bewertung der Störfallanalysen ist das bundesdeutsche Regelwerk als Maßstab zugrundezulegen. Hiervon sind im wesentlichen die zutreffenden Abschnitte aus den BMI-Sicherheitskriterien, die Störfall-Leitlinien des BMI, die entsprechenden Abschnitte der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren und die betreffenden KTA-Regeln heranzuziehen. Zur Überprüfung der Vollständigkeit des Störfallspektrums ist desweiteren die Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor /BMI 76/ heranzuziehen. Neben den dort aufgeführten und für den WWER-1000 zutreffenden Störfällen sind auch solche zu analysieren, die sich aus den konstruktiven Besonderheiten der Anlage Stendal, Block A, im Vergleich zu einer bundesdeutschen Anlage ergeben.

Für die Bewertung von Auslegungsrechnungen zu Kühlmittelverluststörfällen ist aus dem bundesdeutschen Regelwerk die RSK-Leitlinie 22.1 heranzuziehen; hierin wird unter anderem gefordert, daß

- die berechnete maximale Brennstabhüllentemperatur 1200 °C nicht überschreitet,
- die berechnete Oxidationstiefe der Hülle an keiner Stelle den Wert von 17 % der tatsächlichen Hüllrohrwandstärke überschreitet,

- bei der Zirkon-Wasser-Reaktion nicht mehr als 1 % des gesamten in den Hüllrohren enthaltenen Zirkoniums mit Wasserdampf reagiert,
- nur geringe Anteile des Kerninventars (10 % der Edelgase, 5 % der flüchtigen Feststoffe, 0.1 % sonstiger Feststoffe) in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden. Dabei ist zu unterstellen, daß 10 % aller Brennstäbe versagen, sofern nicht durch eine Schadensumfanganalyse ein geringerer Versagensanteil nachgewiesen wird,
- keine Änderungen in der Geometrie des Reaktortyps auftreten, die eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns verhindern.

Desweiteren muß auch bei langfristiger Kühlung des Reaktorkerns nach einem Kühlmittelverluststörfall die Unterkritikalität des Kerns gewährleistet sein.

5.1.2 Kühlmittelverluststöße

5.1.2.1 Lecks und Brüche vom Primärkreislauf zum Containment

Neben einer Beschreibung und Bewertung von Störfallanalysen, die von anderen Institutionen für das KKW Stendal, Block A, bzw. für andere Anlagen der Baulinie WWER-1000 vorliegen, werden die Ergebnisse von zwei neuen von der GRS im Rahmen dieser Sicherheitsbeurteilung durchgeführten Analysen zusammengefaßt und bewertet.

Die Auswertung der Analysen anderer Institutionen ist samt Quellenverzeichnis im Detail in /HOC 91/ beschrieben; die GRS-Analysen sind in /KIM 91a/ und /KIM 91b/ dokumentiert.

• Vorliegende Analysen

- Vollständigkeit des Störfallspektrums

Die vorliegenden Analysen verschiedener Institutionen beschreiben Störfälle mit Lecks im kalten Strang mit Querschnitten von 7, 20, 38, 133, 254, 707 und

11349 cm², im heißen Strang von 707 cm², am Druckhalter von 20 und 254 cm², sowie am Reaktordruckgefäß-Deckel von 54 cm².

Darüber hinaus liegt eine Analyse des K.A.B. zum Abriß einer Meßleitung als Leck aus dem Primärkreislauf in die Umgebung unter Umgehung des Containments vor.

- Anfangs- und Randbedingungen

Die Anfangs- und Randbedingungen der Analysen sind unzureichend dokumentiert und nur teilweise überprüfbar.

Reaktorschnellabschaltung wurde in allen Analysen nach der Anregung des ersten Kriteriums eingeleitet. Annahmen zum Ausfall von Redundanzen des Havariekühlsystems berücksichtigen den Einzelfehler und das Speisen auf das Leck. Der Reparaturfall wird im allgemeinen nicht unterstellt. Bei fast allen Analysen wird ein mit dem Leck gleichzeitig auftretender Notstromfall angenommen. Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung während der ersten 30 Minuten wurden in den meisten Analysen nicht unterstellt.

- Rechenprogramme

Für die Analysen wurden die Rechenprogramme TETSCH, SONA, KANAL und RELAP4/MOD6 verwendet.

- **Bewertung der vorliegenden Analysen**

- Bewertung der Vollständigkeit des Störfallspektrums

Der Umfang der vorliegenden Analysen bezüglich Leckgrößen und Lecklagen an den Hauptumwälzleitungen ist für die Bewertung ausreichend. Zusätzlich ist jedoch gemäß RSK-Leitlinie 21.1 (3) ein Leck von etwa 20 cm² unterhalb der Unterkante des Reaktorkerns für die Auslegung des Kernnotkühlsystems zu unterstellen. Durch dieses Leck werden Schäden am Reaktordruckgefäß erfaßt, die nicht rechtzeitig durch die wiederkehrenden Prüfungen erkannt werden; es wird empfohlen, eine entsprechende Analyse durchzuführen (E 5.1-1).

- Bewertung der Randbedingungen

Die Anfangsbedingungen der Analysen wie Reaktorleistung, Druck im Primär- und im Sekundärkreislauf, Wasserstände, Temperaturen, Kernmassenstrom, Spaltwärmeübergangszahlen, wurden - soweit dokumentiert - nach konservativen Gesichtspunkten festgelegt. Lecköffnungszeit und Nachzerfallsleistung wurden ebenfalls, soweit überprüfbar, konservativ festgelegt. Die dokumentierten Anfangs- und Randbedingungen erfüllen im wesentlichen die Anforderungen der RSK-Leitlinien. Eine vollständige Überprüfung der Anfangs- und Randbedingungen ist wegen unzureichender Dokumentation nicht möglich.

Soweit ersichtlich, wurde die Reaktorschnellabschaltung in allen Analysen nach der Anregung des ersten Kriteriums eingeleitet. Bei größeren Kühlmittelverluststörfällen aus dem nominellen Leistungsbetrieb führt die Reaktorschnellabschaltung durch das zweite Kriterium nur zu einer unwesentlichen Veränderung des Störfallverlaufs. Bei kleineren Kühlmittelverluststörfällen aus Vollastbetrieb und bei Leckstörfällen aus Teillastbetrieb können zeitliche Verzögerungen bis zur Reaktorschnellabschaltung wesentlich werden, insbesondere bei Lecks im oberen Druckhalterbereich.

Gemäß dem Sicherheitskriterium 4.3 des BMI und der RSK-Leitlinie 22.1.2 (3) zu Annahmen über den Ausfall von Redundanzen des Havariekühlsystems müssen bei Analysen der Einzelfehler und der Reparaturfall unterstellt werden. Desweiteren ist durch die Wahl der Lecklage zu erfassen, daß eine Redundanz ganz oder teilweise auf das Leck speisen kann. Generell wird die Forderung der Unterstellung eines Reparaturfalls in den vorliegenden Notkühlanalysen nicht erfüllt. Bei den Analysen zu Lecks im oberen Druckhalterbereich und am Reaktordeckel ist jedoch die Forderung nach Unterstellung des gleichzeitigen Reparaturfalls erfüllt.

Für den Fall des unbeabsichtigten Öffnens und Offenbleibens eines Sicherheitsventils am Druckhalter ist eine ergänzende Analyse ohne sekundärseitiges Abfahren von Hand während der ersten 30 Minuten erforderlich. Es wird empfohlen, bei allen Kühlmittelverluststörfällen sekundärseitiges Abfahren frühzeitig durch automatisch wirkende Kriterien in Betracht zu ziehen, um die Notkühlwasserreserven besser nutzen zu können (E 5.1-2).

- Bewertung der Rechenprogramme

Für die Rechenprogramme TETSCH, SONA, KANAL liegen keine Nachweise zur Verifizierung vor. RELAP4/MOD6 ist für die Analyse von Störfällen in WWER-Anlagen teilweise durch Nachrechnungen von Experimenten an der ungarischen PMK-NVH-Versuchsanlage verifiziert. Für die Wiederauffüll- und Flutphase beim großen Bruch liegen jedoch keine Nachweise zur Verifikation vor. Wegen der stark vereinfachten Modellierung der dabei auftretenden Phänomene, z.B. des Fortschreitens von Wiederbeetzungsfronten ist das Programm RELAP4/MOD6 für diese Phasen nur eingeschränkt geeignet.

- Bewertung der Ergebnisse

Die Analysen zum großen Bruch sind unvollständig, weil sie nicht den gesamten Störfallbereich mit einem dafür qualifizierten Programm umfassen. Die Ergebnisse der übrigen Analysen lassen unter Einbeziehung eigener analytischer und experimenteller Kenntnisse über das Störfallverhalten von DWR-Anlagen im allgemeinen und WWER-Anlagen im besonderen den Schluß zu, daß die betrachteten Störfälle entweder durch den großen Bruch mit abgedeckt sind oder aber durch das Havariekühlsystem bei Unterstellung von Notstromfall, Einzelfehler, Bespeisung auf das Leck und in einigen Fällen auch bei zusätzlicher Unterstellung des Reparaturfalls, beherrscht werden können.

Da die vorliegenden Störfallanalysen - wie oben erläutert - die Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerkes nur teilweise erfüllen, würde für den Fall eines Genehmigungsverfahrens empfohlen werden, die Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen unter Beachtung der zutreffenden RSK-Leitlinien und Sicherheitskriterien des BMI für das Störfallspektrum gemäß Störfall-Leitlinien, erweitert um WWER-spezifische Störfälle, mit einem dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechenden Störfall-Code neu durchzuführen. Dabei wären die endgültig festgelegten Einstellwerte des Sicherheitssystems zu verwenden (E 5.1-3).

• Eigene Analysen

Zur Ergänzung und Absicherung der im vorangegangenen Absatz gemachten Aussagen wurden eigene Analysen durchgeführt. Der Auslegungstörfall für die Notkühlung,

der doppelendige Abriß des kalten Strangs einer Hauptumwälzleitung, wurde mit dem GRS-Rechenprogrammsystem ATHLET/FLUT analysiert /KIM 91a/, /KIM 91b/. Für die Anfangs- und Randbedingungen wurden konservative Annahmen entsprechend dem Auslegungskonzept der Reaktoranlage getroffen. Die Verfügbarkeit des Havariekühlsystems wurde durch die Berücksichtigung des Einzelfehlers in einem Strang reduziert. Zusätzlich wurde unterstellt, daß einer der beiden in das obere Plenum einspeisenden Kernflutbehälter nicht verfügbar ist. Auf diese Weise wird der Fall mit erfaßt, daß ein im Inneren der Kernflutbehälter angeordnetes Kugelventil in Geschlossenstellung versagt. Der Reparaturfall entsprechend der RSK-Leitlinie 22.1.2 (3) in einem weiteren Strang wurde nicht unterstellt. Die Bruchlage wurde so gewählt, daß möglichst viele Einspeisestellen sich in unmittelbarer Nähe der Bruchstelle befinden. Damit wurde unterstellt, daß die dem Bruch unmittelbar benachbarten Einspeiseleitungen, d.h. die Leitung einer Redundanz des HD-Notkühlsystems und eine der beiden Leitungen einer Redundanz des ND-Notkühlsystems, abreißen (vergleiche Bild 5.1-1). Wegen der Annahme des gleichzeitig auftretenden Notstromfalls speisen die verbleibenden Stränge des aktiven Havariekühlsystems mit einer Zeitverzögerung in das Primärkreislauf ein, die sich aus der Hochlaufzeit der Notstromdiesel und dem Zuschaltprogramm der angeschlossenen Verbraucher ergibt.

In den Bildern 5.1-2 bis 5.1-5 sind die berechneten Verläufe des Primär- und Sekundärdrucks, des Dampfgehalts im Kern und der Hüllrohrtemperaturen für den Heißstab im inneren Kernkanal dargestellt.

Um den Störfallbereich "Großer Bruch" abzurunden und weil eine früher von der GRS für den WWER-1000 im Auftrag des finnischen Betreibers Imatran Voima Oy mit DRUFAN durchgeführte Parameterstudie höhere Hüllrohrtemperaturen für den Bruch 0.5 F im kalten Strang ergeben hatte als für den Auslegungsstörfall, wurde auch eine Analyse dieses Störfalles mit ATHLET/FLUT durchgeführt. Die Eingabedaten sowie die Anfangs- und Randbedingungen sind weitgehend identisch mit denen des Auslegungsstörfalles.

Außerdem wurden zu Lecks aus dem Primärkreislauf in die Umgebung unter Umgehung des Containments eigene Rechnungen durchgeführt: Zum Abriß einer Meßleitung wurden die Ausströmraten als Basis zur Ermittlung der radiologischen Auswirkungen bestimmt (siehe Abschnitt 5.3).

- **Bewertung der eigenen Analyseergebnisse**

Für den Heißstab mit der maximalen Stablängenleistung von 448 W/cm vor Störfalleintritt ergab die Analyse für den 2F - Bruch einen Maximalwert für die Hüllrohrtemperatur von 775 °C, während für die mittelbelasteten Stäbe eine Maximaltemperatur von unter 600 °C errechnet wurde. Temperaturen oberhalb von 600 °C traten für die Heißstäbe nur für einen Zeitbereich von weniger als 6 s bei Drücken im Primärkreislauf von über 5 MPa auf. Bei dieser kurzen Verweildauer und bei dem noch relativ hohen Außendruck würden Brennstabhüllen aus Zirkalloy nicht bersten, so daß sich eine gesonderte Schadensumfangsanalyse erübrigen würde. Für die Brennstabhüllrohre im WWER-1000 aus einer Zirkonlegierung mit etwa 1 % Niob wurde in einer neueren Untersuchung /ADA 89/ nachgewiesen, daß sich das Dehn- und Berstverhalten nicht wesentlich von dem der Hüllrohre aus Zirkalloy-4 unterscheidet. Folglich ist eine gesonderte Schadensumfangsanalyse für die Hüllrohre des WWER-1000 aus ZrNb-1 nicht zwingend erforderlich.

Die Ergebnisse für den 0.5F - Bruch zeigen, daß der Reaktorkern während der Phase der Einspeisung durch die Kernflutbehälter, die bis etwa 80 s dauert, vollständig wiederbenetzt werden kann. Die für den Heißstab errechnete maximale Hüllrohrtemperatur von 720 °C ist gegenüber den 775 °C für den Auslegungsstörfall zwar niedriger, andererseits wurden Temperaturen oberhalb von 600 °C für einen etwas längeren Zeitbereich ermittelt. Während für den Auslegungsstörfall solche Temperaturen nur bis 6 s berechnet wurden, erstreckt sich beim 0.5F - Bruch diese Phase auf etwa 15 s. Auch diese Zeitspanne ist noch so klein, daß bei Verwendung von Zirkalloy kaum mit Hüllrohrschäden zu rechnen ist. Hinsichtlich der Notwendigkeit einer Schadensumfangsanalyse gilt das gleiche wie für den 2F - Bruch (siehe oben).

Die Rechnungen für den 2F - Bruch sowie für den 0.5F - Bruch zeigen, daß der Reaktorkern unter den gewählten Bedingungen ausreichend gekühlt werden kann. Damit wird bestätigt, daß das Havariekühlsystem für die Beherrschung des Auslegungsstörfalls entsprechend den sowjetischen Kriterien ausreichend ausgelegt wurde.

Zur Erfüllung der Sicherheitskriterien des BMI und der RSK-Leitlinien ist der Reparaturfall zu berücksichtigen. Es wird erwartet, daß der Auslegungsstörfall bei zusätzlich unterstelltem Reparaturfall in einer Redundanz nicht beherrscht wird. Es wird empfohlen, entweder das Havariekühlsystem so auszulegen, daß die Anforderungen an die

Berücksichtigung des Einzelfehlers bei gleichzeitiger Reparatur einer Redundanz eingehalten werden. Ersatzweise sind enge und begründete Reparaturzeitbeschränkungen vorzusehen (E 5.1-4). Nach neueren Informationen /MRE 92/ existiert in allen WWER-1000 eine absolute Reparaturzeitbegrenzung von 72 h; danach ist die Anlage abzuschalten und kaltzufahren. Bei Nichtverfügbarkeit einer Redundanz wegen Reparatur werden die verbleibenden Redundanzen in Betrieb genommen; entsprechend neueren Betriebsvorschriften (ca. zwei Jahre alt) werden die Pumpen nach erfolgreichem Test bei offenbleibenden Armaturen wieder abgeschaltet. Falls die Reparatur länger als zwei Schichten dauert, werden die Pumpen jeweils wieder gestartet und getestet; nach älteren Betriebsvorschriften sind die Pumpen im Reparaturfall permanent gelaufen.

5.1.2.2 Lecks und Brüche zwischen Primär- und Sekundärkreislauf

Eigene Analysen wurden zu dieser Störfallgruppe nicht durchgeführt. Störfallanalysen anderer Institutionen für das KKW Stendal bzw. für andere Anlagen vom Typ WWER-1000 werden zusammenfassend beschrieben und bewertet.

- **Vorliegende Analysen**

- Vollständigkeit des Störfallspektrums

Ausgewertet wurden Analysen zum Dampferzeuger-Heizrohrbruch in verschiedenen Varianten, zum Abriß des Dampferzeuger-Kollektordeckels und zum Abriß des gesamten Kollektors.

Im Sicherheitsbericht des Technischen Projekts sind keine Analysen zum Abriß des DE-Kollektordeckels und zum Abriß des gesamten Kollektors enthalten. Dieser Fall ist kein Auslegungsstörfall; die Analyse dieses Falls ist jedoch von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung, weil ein solcher Fall bereits in einer WWER-440-Anlage aufgetreten ist. Stendal-spezifische Analysen hierzu wurden vom Errichter K.A.B. begonnen; die meisten dieser Analysen wurden jedoch nicht abgeschlossen. In die Bewertung wurden deshalb ergänzend Analysen für die Anlagen Kosloduj-5 und Rowno-3 einbezogen. Neuere (1989, 1991) russische Analysen /MRE 92/ zum Abriß des Kollektordeckels standen der GRS nicht für eine Bewertung zur Verfügung.

Formal ist damit das Störfallspektrum vollständig erfaßt.

- Anfangs- und Randbedingungen

Als Anfangsbedingungen wurden best-estimate-Bedingungen verwendet, d. h. Nominalbedingungen für Leistung, Drücke, Temperaturen und Massenströme.

Verschiedene Fälle wurden mit und ohne gleichzeitig auftretenden Notstromfall analysiert.

- Rechenprogramme

Die Analysen wurden mit den Rechenprogrammen DINAMIKA und RELAP4/MOD6 durchgeführt.

- **Bewertung der vorliegenden Analysen**

- Bewertung der Vollständigkeit des Störfallspektrums

Über den Dampferzeuger-Heizrohrbruch hinaus kommen dem Abriß des Dampferzeuger-Kollektordeckels und dem Abriß des gesamten Kollektors als auslegungsüberschreitenden Störfällen eine besondere Bedeutung zu, weil das Containment mit möglicher erheblicher Aktivitätsfreisetzung in die Atmosphäre umgangen wird. Der Abriß des Deckels ist bereits an einer WWER-Anlage aufgetreten (Anlage Rowno-1 vom Typ WWER-440/W-213 in der ehemaligen UdSSR, 1982). Laut sowjetischem Kommentar zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5, durch die GRS müssen diese Störfälle bei jeder WWER-Anlage in Verbindung mit der Erstellung spezieller technischer und organisatorischer Maßnahmen zur Risikominderung (Störfallprozeduren) analysiert werden. Dem ist zuzustimmen (E 5.1-5).

Bei den Analysen kommt es in der ersten Störfallphase auf die Ermittlung von Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung und auf die Bestimmung von Maximaldrücken im Sekundärkreislauf an. Der Nachweis ausreichender Kühlung der Brennstäbe spielt erst in der späteren Störfallphase eine Rolle. Daher kommt der Verwendung von best-estimate-Anfangsbedingungen gegenüber konservativ gewählten Anfangsbedingungen nur eine nachgeordnete Bedeutung zu.

- Bewertung der Anfangs- und Randbedingungen

Die Randbedingungen sind nicht immer konservativ gewählt. So wird z.B. in der bulgarischen Analyse zum Abriß des Dampferzeuger-Kollektordeckels nur eine HD-Notkühlpumpe als verfügbar angenommen. Vom Standpunkt der Kernkühlung während der Anfangsphase mag das als konservative Annahme gelten. Langfristig gesehen werden aber die primärseitigen Wasservorräte bei Verfügbarkeit aller HD-Notkühlpumpen früher aufgebraucht. Außerdem ergibt sich eine höhere Freisetzung über die BRU-A an die Umgebung, wenn alle HD-Notkühlpumpen einspeisen.

Aus der Sicht der Notkühlanalyse konservativ hoch angesetzte Leckraten beim Dampferzeuger-Heizrohrbruch führen zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung. Bei best-estimate-Berechnung der Leckrate unter Berücksichtigung der Rohrreibung wird das Kriterium "Primärkreislaufdruck < 14.7 MPa" möglicherweise nicht erreicht, wenn die Hochdruckförderpumpen des Zuspeisesystems das Leck überspeisen. In der lediglich in Textform vorliegenden Beschreibung der Analyse zum postulierten Dampferzeuger-Heizrohrbruch in der Anlage Rowno-3 sind keine Angaben zur Reaktorabschaltung enthalten.

In einer K.A.B.-Analyse zum Dampferzeuger-Heizrohrbruch wird erschwerend angenommen, daß beim Öffnen der BRU-A im defekten Dampferzeuger gleichzeitig ein Sicherheitsventil aufgrund eines falschen Einstellwertes öffnet und offen bleibt. Diese Annahmen gehen über die Annahme eines Einzelfehlers hinaus.

- Bewertung der Rechenprogramme

Für das vom K.A.B. eingesetzte Rechenprogramm DINAMIKA liegen keine Nachweise zur Verifikation vor. Das für die Kosloduj-Analysen verwendete Rechenprogramm RELAP4/MOD6 ist für die Analyse von Störfällen in WWER-Anlagen teilweise durch Nachrechnungen von Experimenten am ungarischen Versuchsstand PMK-NVH verifiziert. Die Simulation der Sekundärseite der Dampferzeuger mit nur einem Kontrollvolumen ist für die Nachbildung der Phasenseparationsvorgänge beim Heizrohrleck nicht ausreichend.

Die K.A.B.-Analysen zum Heizrohrleck wurden nicht abgeschlossen. Die vorläufig vom K.A.B. gezogene Schlußfolgerung, wonach keine Überschreitung von zulässigen Grenzwerten bei der Aktivitätsfreisetzung an die Umgebung zu erwarten ist, erscheint verfrüht, weil die Problematik einer möglichen Wasserbeaufschlagung der BRU-A und der zugehörigen Frischdampfleitungen des defekten Dampferzeugers nicht behandelt wurde. Die vom K.A.B. aufgestellte Forderung nach Vorabsperrarmaturen zu den Dampferzeugsicherheitsventilen wird nicht unterstützt. Hingegen wird vorgeschlagen, die BRU-A mit Vorabsperrventilen auszustatten, um im Falle des Versagens der BRU-A in Offenstellung den betroffenen Dampferzeuger absperrern zu können (E 5.1-6).

Aus den Ergebnissen der vorliegenden Analysen zum Abriß des Kollektordeckels im Dampferzeuger kann nachvollzogen werden, daß dem frühzeitigen Abfahren mit intakter Sekundärseite eine große Bedeutung zukommt. In diesem Zusammenhang ist auch die Bespeisung mittels des Hilfsspeisewassersystems sehr wichtig. Es kann weiterhin nachvollzogen werden, daß die Druckbelastungen der Sekundärseite abgetragen werden können. Die HD-Notkühlpumpen sind für die Kernkühlung nicht von Bedeutung, wenn es frühzeitig gelingt, den Primärkreislaufdruck unter den Ansprechdruck der BRU-A abzusenken. Es ist fraglich, ob die BRU-A nach einer längeren Wasserbeaufschlagung (in der Analyse mindestens 10 Minuten) wieder geschlossen werden können und ob die Frischdampfleitungen Gemisch- und Wasserbeaufschlagung aushalten. Dies ist vor allem auch im Hinblick auf die Sicherstellung der langfristigen Kernkühlung von Bedeutung, da bei offenbleibender BRU-A Notkühlwasser in die Atmosphäre verloren geht.

Einige Detaillerggebnisse der Analyse für die Anlage Kosloduj-5 zum Abriß des Kollektordeckels sind nicht plausibel. Für das in der Analyse angenommene automatische Schließen der FD-Abschlußarmatur im betroffenen Dampferzeuger werden qualitative Kriterien genannt, die nicht mit den vorliegenden Verriegelungslisten (z.B. KKW Stendal, K.A.B.) übereinstimmen. K.A.B. kommt in seiner Einschätzung zu dem Schluß, daß unzulässige Freisetzungen nicht vermieden werden können. Dies wird durch russische Analysen aus den Jahren 1989 und 1991 bestätigt /MRE 92/, die der GRS jedoch nicht vorliegen. Daher werden konstruktive Änderungen des Kollektordeckels gefordert, die den Störfall ganz ausschließen oder doch wenigstens in seinen

Auswirkungen erheblich begrenzen sollen. Dem ist prinzipiell zuzustimmen (E 5.1-7). Darüber hinaus sollte noch der unterkritische RiB im Kollektor selbst betrachtet werden. Dies ist auch vor dem Hintergrund der aufgetretenen Schäden an den Kollektoren vieler Dampferzeuger der Baulinie WWER-1000 zu sehen (vergleiche Abschnitte 4.2.2.2 und 4.2.5.2).

Es wird empfohlen, belastbare Analysen zum gesamten Spektrum möglicher Lecks zwischen dem Primärkreislauf und dem Sekundärkreislauf durchzuführen.

Die Auswertung der vorliegenden Analysen für das KKW Stendal macht deutlich, daß Störfallprozeduren zur Beherrschung dieser Störfälle im KKW Stendal noch nicht vorhanden sind. Nach der Entwicklung von Störfallprozeduren sind neue Störfallanalysen zum Nachweis der Wirksamkeit dieser Störfallprozeduren für eine endgültige Sicherheitsbewertung erforderlich (E 5.1-8). Die geforderte Entwicklung einer geeigneten Störfallprozedur sollte die folgenden Gesichtspunkte berücksichtigen:

1. Einführung eines Zeit-Kriteriums für Handmaßnahmen (z. B. 30 Minuten)
2. Sicherstellung der automatischen Reaktorschnellabschaltung
3. Abkühlen des Primärkreislaufes durch automatisch eingeleitetes Abfahren über die intakten Dampferzeuger mit begründetem Abfahrgradienten, vorzugsweise über die BRU-K; Sicherstellung ausreichender Kapazitäten für die Hilfs- und Notbespeisung der Dampferzeuger
4. Automatische primärseitige Druckabsenkung mit ausreichender Unterkühlung bis zum Druckausgleich mit der Sekundärseite des defekten Dampferzeugers; Sicherstellen ausreichender Kapazitäten für das Sprühen im Druckhalter; Verhinderung des Ansprechens der HD-Notkühlpumpen bei kleineren Leckagen durch geeignete Wahl des Abfahrgradienten (nicht zu groß), ersatzweise Vermeidung langfristiger Druckaufprägung durch die HD-Notkühlpumpen, eventuell durch Herabsetzen der Nullförderhöhe dieser Pumpen unter den heraufgesetzten Ansprechdruck der Sicherheitsventile der Sekundärseite

5. Isolieren der Frischdampf-Leitung des defekten Dampferzeugers durch Kriterien wie z. B. "Aktivität in der Frischdampfleitung hoch" (in Reaktorschutzqualität und ausreichend räumlich von den anderen Frischdampfleitungen getrennt), eventuell logisch verknüpft mit "Wasserstand im defekten Dampferzeuger hoch"
6. Aufborierung des Primärkreislaufes zur Verhinderung von Rekritikalität, z.B. bei Rückströmung aus der defekten Sekundärseite
7. Sicherstellung der Absperrbarkeit der BRU-A des defekten DE nach vorheriger Wasser- und Gemischausströmung, z.B. durch ein Vorabsperrventil; Qualifizierung der zugehörigen Rohrleitungen bis zur BRU-A für die Beaufschlagung mit Zweiphasengemisch; eventuell Heraufsetzen des Ansprechdrucks der Sicherheitsventile mit ausreichendem Abstand zum Ansprechdruck der BRU-A
8. Sicherstellung von ausreichenden Borwasservorräten zur Ergänzung von Primärkühlmittel.

Nach neueren Informationen /MRE 92/ werden derzeit in Rußland ähnliche Vorschläge mit weitgehender Automatisierung der obigen Handlungen diskutiert.

5.1.3 Transienten

5.1.3.1 Reaktivitätsstörfälle

Der Bewertung liegen ausschließlich Analysen anderer Institutionen zugrunde. Eigene Analysen sind innerhalb dieser Sicherheitsbewertung nicht durchgeführt worden.

- **Vorliegende Analysen**

- Vollständigkeit des Störfallspektrums

Im Technischen Projekt wurde nur ein Reaktivitätsstörfall, das unkontrollierte Herausziehen einer Steuerelementgruppe, lediglich in Textform beschrieben. Vom

Forschungsinstitut VUJE (CSFR) wurde eine Analyse zum Auswurf eines Steuerelements in Kombination mit einem Leck am Deckel des Reaktordruckgefäßes mit dem Rechenprogramm RELAP4/MOD6 durchgeführt. Das thermohydraulische Ergebnis dieser Analyse wurde auch für die Bewertung in Abschnitt 5.1.2.1 herangezogen. Verbale Beschreibungen zu neueren Analysen des K.A.B. mit dem Rechenprogramm DYBER-CORE liegen zum Ausfahren von Steuerelementen mit Versagen der Reaktorabschaltung bei Nulllast heiß und bei Leistungsbetrieb, zum Auswurf eines Steuerelementes bei Vollast sowie zu einem Beladestörfall (Fehlbeladung) vor.

Zu weiteren Reaktivitätsstörfällen, die gemäß der Merkpостenaufstellung des BMI für einen Standardsicherheitsbericht und gemäß den Störfall-Leitlinien zu untersuchen sind, liegen keine Analysen vor, z.B.:

- Unkontrolliertes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements aus dem kalten und heißen unterkritischen Zustand
 - Auswurf eines Steuerelements
 - Fehleinfall bzw. Fehleinfahren von Steuerelementen
 - Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem
 - unbeabsichtigte Verringerung des Borgehalts im Reaktorkernbereich
 - unbeabsichtigte Borsäurekonzentrationsveränderung im Kühlmittel (Einspeisung von sauberem Kondensat)
 - Kühlmitteltemperaturtransienten (z. B. Frischdampfleitungsbruch)
- Anfangs- und Randbedingungen

Die Anfangs- und Randbedingungen gelten für den inzwischen nicht mehr aktuellen 2-Jahreszyklus; sie sind unzureichend dokumentiert.

- Rechenprogramme

Die vom sowjetischen Projektanten verwendeten Programme TETSCH-M mit SONA 2 (Thermohydraulik Kern) und dem Modul TWEL sind 3-Gleichungs-Gleichgewichtsmodelle mit Punktkinetik, zwei Kernkanälen und einem Bypasskanal. Zur

Verifikation liegen keine Angaben vor. Das vom Errichter K.A.B. eingesetzte nukleare Berechnungssystem PHYBER-WWER-1000 enthält erweiterte Versionen der Programme NESSEL, KASTALIA und PYTHIA, die neuen Programme PREPAR, TRAPEZ und POLEX zur genaueren Kernberechnung und das Programm DERAB zur Feingitterberechnung. Das Berechnungssystem DYBER-CORE zur Analyse des Kernverhaltens bei Transienten verzweigt sich in den null- und eindimensionalen Zweig mit den Programmen PYTHIA, DERAB, INCO und FLOPOIN (isolierter Kühlkanal) und den dreidimensionalen Zweig mit den Programmen RAUDY bzw. DYN3D, FLEX bzw. DERAB und INVER (Kühlkanäle mit Queraustausch). Einige Ergebnisse zur bisherigen Verifikation der Berechnungssysteme liegen vor.

- **Bewertung der Analysen**

- Bewertung der Vollständigkeit des Störfallspektrums

Die Ausführungen im Technischen Projekt zu Reaktivitätsstörfällen sind bezüglich Störfallspektrum und Analyseergebnissen für eine Bewertung völlig unzureichend.

Die weiteren vorliegenden Unterlagen zu Reaktivitätsstörfällen sind für eine Sicherheitsbewertung unzureichend. Analysen zu einigen wichtigen Störfällen fehlen ganz. Die vorliegenden Analysen zu Reaktivitätsstörfällen waren mit Ausnahme des Technischen Projektes nicht zur Vorlage im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens vorgesehen. Sie sind von den Verfassern häufig als "Vorläufige Bewertung ..." bzw. "Vorläufige Studie zur Vorbereitung einer Störfallanalyse" eingestuft worden.

- Bewertung der Anfangs- und Randbedingungen

Die Belastbarkeit der vorliegenden Störfallanalysen zu Reaktivitätsstörfällen ist dadurch stark gemindert, daß hierfür Anfangs- und Randbedingungen für den inzwischen nicht mehr aktuellen 2-Jahreszyklus verwendet wurden, die darüber hinaus unzureichend dokumentiert sind.

- Bewertung der Rechenprogramme

Zur Verifikation der vom sowjetischen Projektanten für Reaktivitätsanalysen eingesetzten Rechenprogramme TETSCH-M einschließlich der Moduln SONA 2 und TWEL liegen keine Angaben vor. Die vorliegenden Verifikationsnachweise für das vom Errichter K.A.B. eingesetzte Programmsystem sind unvollständig.

Die Analyse des Forschungsinstituts VUJE (CSFR) zum Auswurf eines Steuerstabs kombiniert mit einem Leck am Deckel des Reaktordruckgefäßes kann wegen des dafür nicht geeigneten Rechenprogramms RELAP4/MOD6 nur bedingt als Analyse zu Reaktivitätsstörfällen bewertet werden.

- Bewertung der Analyseergebnisse

Die Ergebnisse der vorliegenden K.A.B.-Analysen sind unter den angegebenen Anfangs- und Randbedingungen plausibel. Die verwendeten Reaktivitätsrückwirkungskoeffizienten sind dabei oft als vorläufige Schätzungen zu werten. Die daraus resultierenden Unsicherheiten müßten noch quantifiziert werden. Aus den Abschätzungen wird jedoch sichtbar:

- Eine Sicherheitsbewertung ausgewählter Reaktivitätsstörfälle wie z.B. unkontrollierter Steuerelementbewegungen oder FD-Leitungsbrüche ist für die jeweils konkrete Kernbeladung erforderlich.
- Restriktive Maßnahmen zum Regel- und Anfahrkonzept, d. h. die Festlegung unzulässiger Kombinationen von Steuerelementstellungen, sind zwingend erforderlich.
- Beim Auswurf aller sechs der zur Regelgruppe gehörenden Steuerelemente wird nur im Heißkanal die kritische Heizflächenbelastung überschritten; Untersuchungen zum Verhalten der Brennstäbe nach dem Überschreiten der kritischen Heizflächenbelastung sind noch durchzuführen.
- Mit Hilfe der vorhandenen Kerninstrumentierung kann nicht in jedem Fall eine Fehlbeladung von Brennstoffkassetten eindeutig vor Aufnahme des Leistungsbetriebes identifiziert werden.

Das gesamte Spektrum der Reaktivitätsstörfälle ist unter konservativen Rand- und Anfangsbedingungen mit verifizierten Rechenprogrammen und aktuellen nuklearen Daten erneut zu analysieren. Die Ergebnisse sind an den Anforderungen des Regelwerkes zu messen (E 5.1-9).

Nach neueren Informationen /MRE 92/ gibt es zusätzliche russische Analysen zu Reaktivitätsstörfällen; sie standen für eine Sicherheitsbewertung jedoch nicht zur Verfügung, weil sie bei Abbruch des Projekts nicht zum Vertragsumfang für das KKW Stendal gehörten.

5.1.3.2 Lecks und Brüche im Sekundärkreislauf

Eigene Analysen wurden zu dieser Störfallgruppe nicht durchgeführt. Vorliegende Störfallanalysen von anderen Institutionen für das KKW Stendal, Block A, bzw. für andere Anlagen der Baulinie WWER-1000 werden zusammenfassend beschrieben und bewertet.

- **Vorliegende Analysen**

- Vollständigkeit des Störfallspektrums

Das Technische Projekt enthält als einzigen Fall dieser Störfallgruppe die Analyse des doppelendigen Frischdampfleitungsbruchs.

K.A.B. führte Analysen mit dem Rechenprogramm ANDY-1000 zum doppelendigen Frischdampfleitungsbruch (ND 500 und ND 600) hinter der Frischdampfabschlußarmatur (SSA) und der Rückschlagklappe durch. Bei der Analyse zu ND 500 wurden zwei Fälle betrachtet: Einerseits das bestimmungsgemäße Schließen der SSA und andererseits deren Versagen in Offenstellung. Die Analyse zu ND 600 erfolgte mit unterstelltem Versagen der Schließfunktion der SSA.

Desweiteren wurden vom K.A.B. die folgenden Störfälle mit DINAMIKA analysiert, jedoch noch nicht in dem für die Beurteilung der radiologischen Freisetzungen erforderlichen Umfang:

- Bruch der Frischdampfleitung hinter den Armaturen bei bestimmungsgemäßem Wirken der Regel- und Schutzeinrichtungen einschließlich der Schließfunktion der SSA bei gleichzeitiger Unterstellung eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs und des Notstromfalls
- Offenbleiben eines Dampferzeuger-Sicherheitsventils bei gleichzeitigem 2F-Heizrohrbruch und Notstromfall
- mehrere Fälle zum unbeabsichtigten Öffnen von Armaturen im Frischdampfsystem (BRU-A, BRU-K, DE-SIV).

Eine sowjetische Analyse zum Bruch des Frischdampfsammlers ist für einen Prototyp des WWER-1000 im Bericht /DOE 88/ zitiert.

Zu Lecks und Brüchen im Speisewassersystem liegen bisher keine Analysen vor. Diese Fälle sind entsprechend dem sowjetischen Regelwerk keine Auslegungsstörfälle und wurden im Technischen Projekt nicht betrachtet.

- Anfangs- und Randbedingungen, Systemverfügbarkeiten

Die ANDY-Analysen des K.A.B. sind bezüglich der dargestellten Anfangs- und Randbedingungen ausreichend dokumentiert.

Zu den Anfangsbedingungen der anderen Analysen liegen keine bzw. unvollständige Angaben vor. Soweit angegeben, wurden die Parameter des Primär- und des Sekundärkreislaufs bei nominellem Leistungsbetrieb gewählt. Verschiedene Fälle wurden mit, andere ohne gleichzeitig auftretenden Notstromfall analysiert. Die Kriterien für die Anregung automatischer Maßnahmen bei Störfällen dieser Klasse, z. B.

- die Reaktor- und Turbinenschnellabschaltung,
- das Schließen der SSA in der Frischdampfleitung,
- das Schließen der Speisewasserregelventile,
- das Abschalten der Hauptumwälzpumpen

wurden in den Störfallbeschreibungen des K.A.B. in weitgehender Übereinstimmung mit den für das KKW Stendal vorgesehenen Verriegelungen gewählt /KAB 91a/. In

den Analysen wurden jedoch unterschiedliche Werte für die Druckabsenkungsgeschwindigkeit im Frischdampfsammler als Reaktorschutzsignal verwendet. Das Abschaltsignal "Druckabsenkungsgeschwindigkeit im FD-Sammler hoch" wird nach neueren russischen Angaben /MRE 92/ seit ca. vier Jahren in den Reaktoranlagen wegen unzuverlässiger Meßtechnik nicht mehr benutzt; es wurde ersetzt durch das Signal "Differenz der Sättigungstemperaturen zwischen Primär- und Sekundärkreislauf größer 75 °C bei Frischdampfdruck kleiner 49 bar".

- Rechenprogramme und Modelle

Die Analyse im Technischen Projekt wurde mit einem unbekanntem Programm mit homogener Darstellung der primärseitigen Fluidodynamik, die übrigen Analysen mit den Programmen DINAMIKA und ANDY-1000 durchgeführt.

Für DINAMIKA liegen keine Angaben zur Modellierung und keine Verifikationsnachweise vor.

Der Code ANDY-1000 ist eine K.A.B.-Entwicklung für Transientenanalysen mit einphasigem Kühlmittel im Primärkreislauf. Im Code sind alle notwendigen Hauptkomponenten, Sicherheitseinrichtungen, Regler und Verriegelungen als Module programmiert. Die Kinetik wird über ein Punktmodell berücksichtigt. Das thermohydraulische Verhalten des Reaktorkerns kann durch einen Normal- und einen Heißkanal mit sechs axialen Zonen beschrieben werden. Eine Unterteilung des Primärkreislaufes ist mit variabler Nodalisation in zwei Schleifen möglich.

• **Bewertung der vorliegenden Analysen**

- Bewertung der Vollständigkeit des Störfallspektrums

Mit den vorliegenden Störfallanalysen ist das Spektrum der Lecks und Brüche im Sekundärkreislauf nicht vollständig erfaßt.

Die Ausführungen im Sicherheitsbericht des Technischen Projekt zu sekundärseitigen Lecks sind völlig unzureichend.

Über die K.A.B.-Analysen zu Brüchen im Frischdampfsystem hinaus sind weitere Analysen zu dieser Störfallgruppe durchzuführen, wobei durch systematische Variation von Leckort und Leckgröße die für die Unterkühlung des Primärkühlmittels im Kern ungünstigste Kombination gefunden werden muß. Dabei kann es erforderlich werden, auch 3D-Kernmodelle einzusetzen. Hierbei sind die für die Kernbeladung aktuellen Daten der Anlage zu verwenden. Bisher noch nicht analysierte Fälle wie der Frischdampfleitungsbruch aus dem Anfangszustand "Nulllast heiß" sind zu ergänzen; es ist zu untersuchen, ob Rekritikalität auftritt. Es wird empfohlen, zur Ergänzung auch 3D-Kernmodelle einzusetzen (E 5.1-10).

Es gibt neuere russische Analysen /MRE 92/ zum Frischdampf-Leitungsbruch einschließlich 3D-Rechnungen; diese liegen der GRS jedoch nicht vor.

Eine Besonderheit der Anlage Stendal besteht darin, daß sich die Frischdampf-Abschlußventile nicht unmittelbar an der Durchführung der Frischdampfleitungen durch das Containment, sondern im Abstand von mehreren Metern davon befinden. Es wird daher empfohlen, für die Störfallkategorie "Frischdampfleitungsbruch zwischen der Durchführung durch das Containment und der Abschlußarmatur mit gleichzeitig auftretenden DE-Heizrohrlecks bzw. Lecks oder Brüchen im Dampferzeuger-Kollektor" Analysen zum Nachweis der Störfallbeherrschung durchzuführen. Beim Nachweis der Basissicherheit des Kollektors ist nur noch die Beherrschung des Abrisses des Kollektordeckels, gegebenenfalls unter Berücksichtigung von konstruktiven Maßnahmen zur Verringerung der Konsequenzen eines Deckelabrisses, analytisch nachzuweisen. Eine Alternative besteht in konstruktiven Maßnahmen zum Ausschluß von Frischdampfleitungslecks zwischen der Durchführung und der Schnellschlußarmatur (E 5.1-11).

Desweiteren wird empfohlen, Folgebrüche von Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüchen im Bereich der engen Nachbarschaft dieser Leitungen nahe der Durchführungen durch das Containment zu analysieren (vergleiche auch E 4.2-13). Diese Analysen dienen dem Nachweis der Störfallbeherrschung; sie können entfallen, wenn die Rohrleitungen gegeneinander durch räumliche Trennung (Zwischenwände) ausreichend geschützt werden (E 5.1-12).

Zusammenfassend wird empfohlen, Analysen zu Lecks und Brüchen im Frischdampfsystem entsprechend dem vollständigen Störfallspektrum aus den Störfall-Leitlinien durchzuführen.

Entsprechend den Störfall-Leitlinien sind auch Analysen zu Lecks und Brüchen in der Speisewasserleitung zu fordern (E 5.1-13). Ebenso sind Analysen zu Lecks in der Abschlämmeleitung zu fordern, es sei denn, daß ausreichende Vorsorgemaßnahmen nachgewiesen werden (z. B. Doppelrohrführungen). Es ist jedoch zu erwarten, daß der Abriß einer Speisewasserleitung am Dampferzeuger bezüglich Unterkühlung des Primärkreislaufs und Reaktivitätseintrag in den Reaktorkern milder verläuft als der Abriß einer Frischdampfleitung.

- Bewertung der verwendeten Anfangs- und Randbedingungen

Die gewählten Anfangs- und Randbedingungen des im Technischen Projekt beschriebenen Falls eines doppelendigen Frischdampfleitungsbruchs sind sehr unzureichend dokumentiert und können daher nicht bewertet werden. Die angenommene Bruchstelle ist nicht eindeutig erkennbar. Vermutlich handelt es sich um den Bruch zwischen Dampferzeuger und Abschlußarmatur (SSA), jedoch innerhalb des Containments.

Die angenommenen Anfangs- und Randbedingungen der K.A.B.-Analysen mit dem Rechenprogramm ANDY-1000 entsprechen weitgehend den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerkes. Die verwendeten Verriegelungen stimmen weitgehend mit den vom K.A.B. für das KKW Stendal angegebenen Verriegelungslisten überein. In den Analysen werden jedoch unterschiedliche Werte für das Reaktorschutzsignal "Druckabsenkungsgeschwindigkeit im Frischdampfsammler hoch" verwendet. Wegen der Einführung eines neuen Reaktorschutzsignals "Differenz der Sättigungstemperaturen zwischen Primär- und Sekundärkreislauf hoch bei Frischdampfdruck tief" ist die Bewertung der vorliegenden Analysen nur bedingt sinnvoll. Die empfohlenen zukünftigen Analysen müssen unter Verwendung der aktuellen Reaktorschutzkriterien durchgeführt werden (E 5.1-14).

Die Angaben zu Anfangs- und Randbedingungen der K.A.B.-Analysen mit DINAMIKA sind unvollständig.

Die Angaben zu Anfangs- und Randbedingungen in der sowjetischen Analyse /DOE 88/ zum Bruch des Frischdampfsammlers sind unvollständig; insbesondere geht daraus nicht hervor, wieviele SSA als in Offenstellung versagend angenommen wurden.

- Bewertung der Rechenprogramme und Modellannahmen

Da die von sowjetischer Seite eingesetzten Rechenprogramme nicht bekannt sind, kann keine Bewertung dazu abgegeben werden.

Das von K.A.B. eingesetzte Rechenprogramm ANDY-1000 erscheint auf der Basis der verfügbaren Information für die Simulation sekundärseitiger Leckstörfälle grundsätzlich geeignet. Aussagen zur Code-Verifikation liegen jedoch nicht vor.

Die Angaben zu Modellannahmen für die mit ANDY untersuchten Fälle sind im allgemeinen plausibel. Es wurde jedoch die vollständige Vermischung des Primärkühlmittels aus der defekten Schleife mit dem der intakten Schleifen im Ringraum und im unteren Plenum ohne Nachweis unterstellt. In zukünftigen Analysen sind experimentell abgesicherte Annahmen für die Kühlmittelvermischung zu treffen, um die Auswirkung dieser Modellannahme z.B. auf den Reaktivitätsanstieg im Kern einschätzen zu können. Dabei sind auch 3D-Kernmodelle einzusetzen.

Das ebenfalls von K.A.B. eingesetzte Rechenprogramm DINAMIKA erscheint auf der Basis der verfügbaren Information für die Simulation sekundärseitiger Leckstörfälle grundsätzlich geeignet. Aussagen zur Code-Verifikation liegen jedoch nicht vor. Wegen eingeschränkter Modellierungsmöglichkeiten des Rechenprogramms DINAMIKA kann die Funktion des Turbinenreglers nicht im erforderlichen Umfang nachgebildet werden. Zukünftige Analysen sollten das Verhalten des Turbinenreglers in geeigneter Weise berücksichtigen.

- Bewertung der vorliegenden Analyseergebnisse

Die Analyseergebnisse des im Technischen Projekt beschriebenen Falls eines doppelendigen Frischdampfleitungsbruchs sind unvollständig dokumentiert. Die Analyse im Technischen Projekt ist für eine Sicherheitsbewertung unbrauchbar.

Die Bewertung der vorliegenden Analysen beschränkt sich im wesentlichen auf die

mit ANDY-1000 analysierten Frischdampfleitungsbrüche hinter den Abschlußarmaturen mit und ohne unterstelltem Versagen der Armaturen in Offenstellung. Die ausreichend beschriebenen Ergebnisse sind plausibel und nachvollziehbar.

Als ein wesentliches Ergebnis der Analysen mit Einzelfehler wurden positive Reaktivitätseinträge infolge der Abkühlung des Primärkreislaufs in der Größenordnung der Abschaltreaktivität der Steuerstäbe ermittelt. Es ist nicht sicher, ob Rekritikalität infolge Unterkühlung vermieden werden kann. Das diesbezüglich sehr knappe Ergebnis dieser Analysen beruht auf der Annahme einer vollständigen Vermischung des Primärkühlmittels im Ringraum des Reaktors und im unteren Plenum. Solange es für diese Annahme keinen experimentellen Nachweis gibt, ist davon auszugehen, daß in Teilbereichen des Kerns vorübergehend Rekritikalität auftreten kann.

Die Ergebnisse neuerer russischer Analysen zum nicht absperrbaren FD-Leitungsbruch /MRE 92/, die der GRS im Detail nicht vorliegen, bestätigen, daß nach Reaktorschnellabschaltung im entsprechenden Quadranten des Reaktorkerns Rekritikalität eintritt und ca. 30 % der Nennleistung erreicht wird. Es kann auch kurzzeitig DNB auftreten. Bei diesen Analysen wurde konservativerweise keine Durchmischung im Downcomer und im unteren Plenum unterstellt.

Die von K.A.B. bisher nur für die frühe Störfallphase berechneten Fälle zum absperrbaren Frischdampfleitungsbruch und zum Fehlöffnen bzw. dem fehlerhaften Nichtschließen nach erfolgter Anregung von Armaturen des Frischdampfleitungssystems, denen teilweise noch der doppelendige Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohrbruchs überlagert ist, erlauben keine Aussagen zur Unterkühlung des Primärkühlmittels und zu radiologischen Auswirkungen; sie geben aber bereits einen ersten Eindruck vom Störfallablauf mit den dabei relevanten automatischen Anregungen. Es wird empfohlen, diese Analysen fortzusetzen bzw. erneut durchzuführen.

Die im Bericht des amerikanischen Department of Energy /DOE 88/ zitierte sowjetische Analyse zum Bruch des Frischdampfsammlers für einen Prototyp des WWER-1000 ist nicht nachvollziehbar. Hierbei kommt es zu einer sehr starken primärseitigen Abkühlung mit nachfolgender Rekritikalität selbst nach erfolgter Havarieeinspeisung von 540 t/h mit einem Borgehalt von 30 g/l. Die Analyse erfolgte Ende der 70er Jahre für den Prototyp des WWER-1000, den Block 5 des KKW Nowo-Woronesh, so daß eine Übertragbarkeit auf das KKW Stendal nicht sinnvoll ist; vermutlich

wurde das Versagen aller vier SSA angenommen. Für den Fall, daß für nicht mehr als eine SSA ein Versagen in Offenstellung unterstellt und der Reaktor durch ein geeignetes Reaktorschutzsignal abgeschaltet wird, ist der Bruch des Sammlers abgedeckt durch die Analyse des Bruchs der Frischdampfleitung.

5.1.3.3 Betriebstransienten

Zu dem Gebiet der Betriebstransienten liegen Analysen des Anlagenherstellers aus dem Technischen Projekt Stendal, Analysen des Errichters (Kraftwerksanlagenbau, K.A.B.) und zusätzlich Analysen aus dem Technischen Projekt Rowno, Block 3, vor.

- **Vorliegende Analysen**

- Vollständigkeit des Störfallspektrums

Aus dem Technischen Projekt Stendal wurden die Transienten

- Ausfall aller Hauptumwälzpumpen,
- Turbinenschnellabschaltung (ohne und mit Versagen der jeweils ersten BRU-K und BRU-A),
- Lastabwurf von 100 % auf 30 % mit Wiederanstieg der Last auf 100 %,
- Laständerung von 80 % auf 100 %,
- Notstromfall (Totalspannungsausfall),
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
- Änderungen der Netzfrequenz

ausgewertet.

Außerdem wurden die K.A.B.-Analysen

- Blockieren einer von vier Hauptumwälzpumpen,
- Blockieren einer von zwei Hauptumwälzpumpen,

- Bruch der Welle einer Hauptumwälzpumpe bei vier laufenden Pumpen,
- Lastabwurf auf Eigenbedarf,
- Turbinenschnellabschaltung,
- Ausfall Hauptspeisewasser

ausgewertet.

Zusätzlich wurden Analysen aus dem Technischen Projekt des ukrainischen Kernkraftwerks Rowno, Block 3, einer Bewertung unterzogen, welche in englischer Übersetzung des U.S. Department of Energy vorliegen:

- Blockieren einer von vier Hauptumwälzpumpen
 - Ausfall aller Hauptumwälzpumpen
 - Absenkung der Netzfrequenz
 - Turbinenschnellabschaltung mit und ohne Öffnen der 1. BRU-K und 1. BRU-A
 - Lastwechsellvorgänge einschließlich Lastabwurf auf Null
 - Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
 - Ausfall der Hochdruckvorwärmer
 - Unbeabsichtigtes Schließen einer SSA
 - Notstromfall.
- Anfangs- und Randbedingungen

Bei den Analysen im Technischen Projekt wird laut Angaben die jeweils ungünstigste Kombination der Parameter Reaktorleistung ($\pm 7\%$), Druck (± 3 bar), Durchsatz (± 800 m³/h) und Temperatur (± 2 °C) verwendet. Die nuklearen Daten entsprechen dem frischen Erstkern der 2-Jahres-Beladung. Der maximale Heißstellenfaktor im Kern beträgt 2.72 .

Bei den K.A.B.-Analysen wurde im allgemeinen von Nominalbedingungen des Primärkreislaufs und des Sekundärkreislaufs ausgegangen. Beim Pumpenausfall wird von

einer thermischen Reaktorleistung von 107 % ausgegangen. Die nuklearen Daten entsprechen dem ersten Zyklus der 2-Jahres-Beladung. Es wird die bestimmungsgemäße Funktion der Regel- und Schutzeinrichtungen zugrunde gelegt.

Sowohl im Technischen Projekt als auch in den Analysen des K.A.B. wird das Wirksamwerden der Reaktorschnellabschaltung aufgrund der ersten Reaktorschutzanregung angenommen.

- Rechenprogramme und Modelle

Für die Analysen im Technischen Projekt für Stendal sowie für Rowno wurde ein ungenanntes Rechenprogramm eingesetzt. Die Analysen des K.A.B. wurden mit den Rechenprogrammen DINAMIKA, DYBLO und ANDY durchgeführt.

- **Bewertungsmaßstab**

Bei Betriebstransienten ist entsprechend der RSK-Leitlinie 3.1.3 (2) zu zeigen, daß die Wärmestromdichten einen hinreichenden Abstand zur kritischen Wärmestromdichte haben, daß der Druck im Primärkreislauf grundsätzlich unterhalb des Ansprechdrucks der Sicherheitsventile bleibt und daß die Energiefreisetzung in den Brennstäben so gering ist, daß Schmelzen vermieden wird.

- **Bewertung**

- Bewertung der Vollständigkeit des Störfallspektrums

Bis auf den Ausfall der Hauptwärmesenke sind alle wesentlichen Betriebstransienten erfaßt.

- Bewertung der Anfangs- und Randbedingungen

Die gewählten Randbedingungen im Technischen Projekt können im allgemeinen als konservativ bewertet werden. Dies gilt nicht für die meisten Analysen des K.A.B. Die Verwendung des jeweils ersten Reaktorschutzkriteriums kann nicht als konservativ bewertet werden.

- Bewertung der Rechenprogramme und Modelle

Die eingesetzten Rechenprogramme DINAMIKA, DYBLO und ANDY erscheinen grundsätzlich für die Analyse von Betriebstransienten geeignet. Unterlagen zur Verifikation dieser Rechenprogramme lagen jedoch nicht vor. Desweiteren fehlten Angaben zum Detaillierungsgrad der Modellierung oder sie waren unzureichend.

- Bewertung der Ergebnisse

Die Ergebnisse aus dem Technischen Projekt Stendal sind im allgemeinen plausibel. Bei funktionierenden Begrenzungs- und Schutzeinrichtungen kommt es nicht zu unzulässigen Anlagenzuständen. Außer im Notstromfall kommt es nicht zum Ansprechen der Dampferzeugersicherheitsventile. Im letztgenannten Fall ist das Öffnen der Druckhaltersicherheitsventile nach den vorliegenden Analysen nicht auszuschließen. Die Dokumentation im Technischen Projekt Stendal ist jedoch unvollständig. Die Rechnungen enden manchmal bevor stationäre Verhältnisse erreicht sind. Oft fehlen die Verläufe relevanter Parameter, z.B. des DNB-Verhältnisses. Darüber hinaus bestehen bisweilen Widersprüche zwischen der Beschreibung im Text und der graphischen Darstellung.

Die Analysen des K.A.B. haben teilweise vorläufigen Charakter; meist ist eine Vervollständigung notwendig. Die Rechnungen zeichnen sich gegenüber dem Technischen Projekt durch einen größeren Detaillierungsgrad in der Modellierung der eingreifenden Systeme aus. Die vorliegenden Ergebnisse sind im allgemeinen plausibel. Sie bestätigen, daß bei bestimmungsgemäßer Funktion des Reaktorschutzes und der Sicherheitseinrichtungen bei Betriebstransienten keine Gefährdungszustände zu erwarten sind.

Die Analysen aus dem Technischen Projekt zu Rowno, Block 3, sind teilweise identisch mit denen im Technischen Projekt Stendal. Im Technischen Projekt Rowno wird auch beschrieben, daß bei Lastwechsellvorgängen axiale Xenonschwingungen mit nachfolgenden unzulässigen Leistungsdichteverteilungen möglich sind, welche durch Handmaßnahmen der Operateure ausgeregelt werden müssen. Dies ist wahrscheinlich auf die der Analyse zugrundeliegende Kernbeladungsstrategie mit dem 2-Jahres-Zyklus und die Verwendung von teillangen Absorberstäben zurückzuführen. Diese Ergebnisse sind möglicherweise durch den geplanten Übergang zum

Dreijahreszyklus und durch den Verzicht auf teillange Absorberstäbe überholt. Die endgültigen Daten hierfür liegen jedoch noch nicht vor; es wird empfohlen, das Stabilitätsverhalten des Reaktorkerns mit den endgültigen Kerndaten zu überprüfen (E 5.1-15). Die Maßnahmen zur Vermeidung von Xenonschwingungen sollten automatisiert werden (vergleiche E 4.1-6).

Wegen der Mängel der Analysen im Technischen Projekt und wegen des vorläufigen Charakters der Analysen des K.A.B. wird empfohlen, das gesamte Spektrum der Betriebstransienten entsprechend der Merkpostenaufstellung des BMI für einen Standardsicherheitsbericht unter Verwendung der endgültig festgelegten Einstellwerte des Havarieschutzsystems bzw. des Schutzsystems für die Steuerung des Sicherheitssystems erneut zu analysieren (E 5.1-16).

Aufgetretene Betriebstransienten in Anlagen der Baulinie WWER-1000 sollten systematisch ausgewertet werden auch mit dem Ziel, die ausreichend dokumentierten und für die Code-Verifikation ergiebigen Fälle mit fortschrittlichen Störfall-Codes nachzurechnen (E 5.1-17).

5.1.3.4 ATWS-Störfälle

- **Vorliegende Analysen**

- Vollständigkeit des Störfallspektrums

Bewertet wurden zwei neue Analysen des K.A.B. :

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
- Ausfall der Hauptwärmesenke bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung.

Ergänzend wurden eine vorläufige Bewertung des K.A.B. zum Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen aus Nulllast und Vollast mit Versagen der Schnellabschaltung sowie eine ATWS-Studie von OKB Gidropress für das Reaktorkonzept WWER-1000/88 zur Beurteilung herangezogen.

- Anfangs- und Randbedingungen

Angenommen wurden bei den K.A.B.-Analysen Nominalbedingungen bei Vollast, Zyklusbeginn des Erstkerns (BOL) und mechanisches Versagen der Absorberstäbe bei Anforderung. Alle anderen Systeme funktionieren auslegungsgemäß, soweit ihre Funktionsfähigkeit nicht durch das Ausgangsereignis beeinträchtigt ist. Da zum Zeitpunkt der Analyse noch keine reaktorphysikalischen Daten für die Reaktivitätsrückwirkungen beim 3-Jahreszyklus vorlagen, wurden vorläufige Schätzwerte verwendet. Ein Einzelfehler wurde nicht unterstellt. Für den Notstromfall wurde angenommen, daß die Zuspaisepumpen nicht zur Verfügung stehen. Der Notstromfall wurde in zwei Varianten gerechnet:

- Variante A: Ohne zusätzliche Borierung des Kühlmittels,
 - Variante B: Mit Einspeisen des HD-Havarieboreinspeisesystems
- Rechenprogramme und Modelle

Für die Analysen wurde das sowjetische Programm DINAMIKA verwendet. Zum Verifikationsstand des Programms insbesondere für hohe Drücke ist nichts bekannt.

• **Bewertung der Analysen**

- Bewertung der Vollständigkeit des Störfallspektrums

Die vorliegenden Unterlagen zu ATWS sind unzureichend hinsichtlich Störfallspektrum und Qualität der Analysen. Es wird empfohlen, Analysen von Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) entsprechend der RSK-Leitlinie 20 durchzuführen (E 5.1-18).

- Bewertung der Anfangs- und Randbedingungen

Die verwendeten Reaktivitätskoeffizienten sind als vorläufige Schätzung zu werten. Die daraus resultierenden Unsicherheiten stellen die quantitativen Aussagen der Analysen in Frage. Unter diesem Vorbehalt sind bei den gegebenen Anfangs- und Randbedingungen die Ergebnisse plausibel.

- Bewertung der Rechenprogramme und Modelle

Es wird bezweifelt, daß die Modellierung der Reaktorkinetik (Punktkinetik), des Zweiphasenschlupfes und der Wichtung der Dichterückwirkung des Kühlmittels im Programm DINAMIKA für ATWS-Fälle ausreichend ist. Das gleiche gilt für den Verifikationsstand des Programms im Bereich hoher Drücke.

- Bewertung der Analyseergebnisse

Der Druck im Primärkreislauf wird in beiden analysierten Fällen durch das Öffnen eines (ATWS-Hauptspeisewasserausfall: $P_{\max} = 18.56$ MPa) oder mehrerer (ATWS-Notstromfall: $P_{\max} = 18.81$ MPa) Druckhaltersicherheitsventile begrenzt. Es ist in beiden Fällen zu erwarten, daß es im Verlauf der Transiente zur Gemischausströmung über die Sicherheitsventile kommt. Die entsprechenden Rohrleitungen, die DH-Sicherheitsventile und der Abblasebehälter der Anlage sind daher dafür auszulegen (E 5.1-19). Einzelbeiträge der Reaktivitäten, Ausströmraten über die Druckhalterventile, die Dampferzeugerleistung und das DNB-Verhältnis fehlen in der Darstellung.

Beim ATWS-Notstromfall ist der Analysezeitraum zu kurz, da der Druck am Ende der Analyse noch größer als 18 MPa ist und da die Reaktorleistung noch deutlich größer als die Dampferzeugerleistung ist. Bei der Variante B dieses Falles kommt es zur Boreinspeisung über die HD-Havarieboreinspeisepumpen. Wegen eines offensichtlichen Programmfehlers sind die Analyseergebnisse nur bedingt bewertbar. Es ist außerdem nicht dargestellt, aufgrund welchen Signals die Pumpen des HD-Havarieboriersystems gestartet werden.

Der Nachweis der langfristigen Wärmeabfuhr und der langfristigen Unterkritikalität kann durch die vorliegenden Analysen nicht als geführt gelten.

Die vorläufigen Analysen des K.A.B. zum Fehlausehen von Steuerelementgruppen mit anschließendem Versagen der Reaktorschnellabschaltung zeigen, daß es sowohl aus Nulllast wie aus Vollast zum Unterschreiten der zulässigen DNB-Grenzwerte kommen kann. Die Druckhaltersicherheitsventile begrenzen jedoch den Druck, so daß keine Gefährdung der Integrität des Primärkreislaufs durch Versagen von Rohrleitungen oder Komponenten zu erwarten ist. In der Analyse werden auch Messungen im bulgarischen Kernkraftwerk Kosloduj-5 zitiert, wonach - analog zum Technischen Projekt für

Stendal - die Borsäureeinspeisung selbst bei einem Druck von ca. 12,8 MPa erst rund 170 s nach Öffnen der Armatur im Kern wirksam wird.

In der Gidropress-Studie zu ATWS für das Reaktorkonzept WWER-1000/88, in der eine Reihe von ATWS-Fällen analysiert wurden, wird die Schlußfolgerung gezogen, daß ohne ein schnelles System der Borierung der 2. Projektgrenzwert nach OPB-82 überschritten und teilweises Kernschmelzen für diese Fälle nicht ausgeschlossen werden kann. Auslösekriterien, Förderhöhen der Pumpen, Einspeiseraten und Borgehalt des vorgeschlagenen schnellen Boreinspeisesystems sind jedoch nicht angegeben.

Es wird daher empfohlen, ein effizientes, automatisch angesteuertes Zusatzborier-system zur Abschaltung des Reaktors und zur Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität bei ATWS-Störfällen vorzusehen (E 5.1-20). Es muß in der Lage sein, zur Störfallbeherrschung auch bei den zu erwartenden Drücken > 18 MPa mit ausreichendem Borgehalt wirksam einzuspeisen. Dieses System ist als zweites Abschaltssystem im Sinne des BMI-Kriteriums 5.3 und der RSK-Leitlinie 3.1.2 zu konzipieren. Die Dimensionierung ist durch Analysen zu begründen.

5.1.4 Zusammenfassung der Empfehlungen aus der Störfallanalyse

Aus der Sicht der Arbeitsgruppe "Störfallanalyse" stellen die hier ausgesprochenen und im Kapitel 10 aufgelisteten Empfehlungen eine notwendige Voraussetzung zur Erlangung der Genehmigungsfähigkeit der Anlage Stendal in der Bundesrepublik Deutschland dar. Eine endgültige Sicherheitsbewertung der Anlage könnte erfolgen, nachdem den Empfehlungen entsprochen wurde.

Es wird wegen der Anzahl und der Bedeutung der Empfehlungen für erforderlich gehalten, die gesamte Störfallanalyse als Teil eines aktualisierten Sicherheitsberichts mit fortschrittlichen, verifizierten Rechenprogrammen und unter Verwendung aktueller Daten für die Reaktoranlage neu durchzuführen. Dabei müssen auch WWER-spezifische Störfälle, wie z.B. der Abriß des Dampferzeuger-Kollektordeckels, sowie bisher noch nicht analysierte Störfälle, wie z.B. ATWS, Folgebrüche im Frischdampf- und im Speisewassersystem und solche im abgeschalteten Zustand der Anlage, untersucht werden.

5.2 Störfallanalyse für das Containment

5.2.1 Druck- und Temperaturverlauf beim 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung

5.2.1.1 Vorgehensweise

Der zeitliche Verlauf der Freisetzung von Masse und Energie aus dem Primär- und/oder Sekundärkreislauf (Leckfunktion) bestimmt wesentlich die Druck- und Temperaturverläufe im Containment, die ihrerseits Einfluß auf die Leckfunktion haben. Das erforderte eine Kopplung des Analyseprogrammes für die Ermittlung der Leckfunktion (ATHLET/FLUT) mit dem für die Ermittlung der Druck- und Temperaturverläufe im Containment (CONDRU). Mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/FLUT-CONDRU wurde die Leckfunktion bis etwa 800 s ermittelt. Die weitere Energiefreisetzung insbesondere aus den Sekundärseiten der Dampferzeuger wurde extrapoliert /KIM 92, RIS 92/. Die Berechnung der Druck- und Temperaturverläufe beim 2F-Bruch der Hauptumwälzleitung erfolgt mit dem Einzonen-Programm CONDRU; zur Absicherung der Druckmaxima wurde das Mehrzonen-Programm RALOC verwendet. Beide Programme wurden an zahlreichen Versuchen (Battelle, HDR) verifiziert. Bei der Überprüfung der Auslegung des Containments sind die RSK-LL 5.1 (Auslegungsgrundlage des Sicherheitsbehälters) und die KTA-Regel 3413 zu berücksichtigen.

5.2.1.2 Datensätze für die Rechenprogramme CONDRU und RALOC

Das Containment umschließt ein Raumsystem, bestehend aus 63 Räumen /WFF 91/, in welchen die druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes angeordnet sind. Sein Nettovolumen beträgt ca. 61000 m³. Bild 5.2-1 zeigt einen Querschnitt durch das Reaktorgebäude. Zum Einschluß radioaktiver Stoffe wird bei Normalbetrieb im Raumsystem ein Unterdruck von maximal 200 Pa gehalten.

CONDRU ermittelt die zeitlichen Verläufe von Druck und Temperatur im Containment bei Leckstörfällen (Ausströmen von Primär- und /oder Sekundärkühlmittel) in einem Ein- oder Zweiraumsystem. RALOC ist ein Vielzonen-Modell, das außerdem lokale Gaskonzentrationen, Konvektionsströmungen, Temperaturschichtungen u. ä. bestimmt.

Aus den in /TEP 81/ vorhandenen Projektierungsunterlagen und /HER 91/ wurden die Eingebاداتsätze erstellt /WFF 91/. Dabei wurden die Volumina der Einzelräume im Containment für CONDRU-Rechnungen zu einem Gesamtvolumen und für die RALOC-Rechnung zu acht Zonen mit 20 Verbindungen zusammengezogen. Wärmeaufnehmende Strukturen aus Beton und Stahl wurden berücksichtigt.

Das Gebäudesprühsystem (Sprinklersystem) trägt wesentlich zum Druckabbau bei. Das Sprinklersystem ist beim WWER-1000 im Gegensatz zu Konvoi-Anlagen notwendig, da sich die liegenden Dampferzeuger auf fast gleicher Höhe mit den Ein- und Austrittsstutzen des Reaktordruckgefäßes befinden. Dadurch wird durch das Einspeisen insbesondere durch das ND-Notkühlsystem der Energieinhalt der Dampferzeuger der drei intakten Kreisläufe primärseitig mit in das Containment eingebracht. Von den drei vorhandenen Strängen wird einer als in Reparatur befindlich und einer durch Einzelfehler ausgefallen angesehen. Der Sollwert des Durchsatzes eines Stranges wurde nach /TEP 81/ mit 700 t/h, die Temperatur nach Rückkühlung mit 30 °C angesetzt. Es wird davon ausgegangen, daß das Gebäudesprühsystem mit der vollen Förderleistung ab 60 s in das Kuppelvolumen des Containments einspeist und die Düsen zu 100 % wirksam sind.

Folgende Rechnungen wurden durchgeführt:

- Druckmaximum
 - CONDRU-best-estimate, ohne genehmigungsnotwendige Zuschläge
 - CONDRU mit genehmigungsnotwendigen Zuschlägen gemäß Leitlinie 5.1 (2) der RSK wie z. B.:
 - 2 % kleineres Volumen des Containments
 - Ein sekundärseitiger Dampferzeugerinhalt bis zu den ersten Absperrarmaturen entleert sich zusätzlich zum Blowdown in das Containment.
 - RALOC-best-estimate zur Absicherung der CONDRU-Rechnungen
- Langzeitdruckverlauf
 - CONDRU-best-estimate, Anfangstemperatur im Containment 30 °C, Temperatur des Sprinklersystems 30 °C, die Nachzerfallsleistung wird ab 1400 s

vom Havariekühlsystem durch Erwärmung des Wassers ohne Dampfbildung gebunden

- CONDRU-best-estimate, Anfangstemperatur im Containment parametrisiert bis 60 °C, sonst wie oben
- CONDRU-best-estimate, Nachzerfallsleistung wird ab 1400 s nicht vom Havariekühlsystem gebunden (Dampfbildung).

5.2.1.3 Ergebnisse

- Druckmaximum

Die mit CONDRU und RALOC berechneten Druckmaxima unter best-estimate-Annahmen sind mit 382 bzw. 386 kPa praktisch gleich hoch (Bild 5.2-2). Die zeitliche Verschiebung um ca. 6 s ist für die Belastung des Containments ohne Bedeutung.

Entsprechend den Forderungen des deutschen Regelwerks, d. h. insbesondere unter zusätzlicher Berücksichtigung der Masse und der Energie des sekundärseitigen Inventars eines Dampferzeugers, wurde ein Druck von 432 kPa im Containment errechnet. Der geforderte zusätzliche Sicherheitszuschlag von 15 % auf den Überdruck für ungünstige Betriebszustände und Rechenunsicherheiten führt auf einen Druck von 482 kPa, der damit unterhalb des Auslegungsdrucks von 500 kPa bleibt.

- Maximale Temperatur

Die errechnete maximale Ausgleichstemperatur in der Atmosphäre des Containments gemäß Leitlinie 5.1(3) der RSK beträgt 134 °C (siehe Bild 5.2-3). Dabei können in Einzelräumen entsprechend den RALOC-Rechnungen kurzzeitig etwas höhere Temperaturen auftreten. Die maximale Ausgleichstemperatur erreicht nicht die in /TEP 81/ angegebene Auslegungstemperatur von 150 °C. Eine Temperatur von 120 °C bis 130 °C steht jedoch über etwa 1500 s im Containment an, was für die Auslegung von Kabeln, Dichtungen u. ä. Bedeutung hat.

Nach dem ersten Maximum fällt der Druck auf ca. 340 kPa ab und steigt ab 400 s bis 1070 s stetig auf 354 kPa an (Bild 5.2-3). Das zweite Druckmaximum liegt also deutlich unter dem ersten. In diesem Zeitbereich haben die konservativen Auslegungsannahmen nach RSK-Leitlinien nur noch geringen Einfluß. Wesentlich wirken sich hier die Dampfreisetzung aus der Bruchstelle, die Sprinkleranlage und die Wärmeabfuhr in die Betonstrukturen auf den Druck aus.

Mit zeitlich abnehmender Leckausströmung überwiegen die Energiesenken wie das Sprinklerwasser und die Betonstrukturen, so daß bei etwa 5000 s der Druck unter 120 kPa abgefallen ist. Im weiteren Verlauf nähert sich der Druck, je nach Normalbetriebstemperatur und Sprinklerwasser-Temperatur bei Entspeicherung der vorher aufgewärmten Strukturen, asymptotisch an Werte etwas oberhalb des betrieblichen Anfangsdruckes an. Ein definierter Unterdruck entsprechend /TEP 81/ ist nur erreichbar, wenn die Sprinklerwassertemperatur deutlich unter der betrieblichen Anfangstemperatur des Containments liegt, oder bereits der betriebliche Anfangsdruck im Containment entsprechend niedrig liegt. Die in /TEP 81/ genannte höchstzulässige Maximaltemperatur im Containment von 60 °C bei 90 % relativer Feuchte ist hier nicht ansetzbar, da sie weder hinsichtlich des Maximaldruckes noch des langfristig erreichbaren Unterdruckes konservativ ist, den betrieblichen Gegebenheiten nicht entspricht und außerdem betriebstechnisch (z. B. Korrosion) unerwünscht ist. Realistisch sind 25 bis 45 °C bei 20 bis 50 % relativer Feuchte. Die Sprinklerwassertemperatur liegt realistisch im Sommer bei 30 bis 40 °C. Der asymptotisch erreichbare Druck im Containment liegt dann um bis zu 10 kPa oberhalb des betrieblichen Anfangsdruckes. Nur wenn die Sprinklertemperatur z. B. im Winter um mindestens 10 °C unter der betrieblichen Temperatur des Containments liegt oder bei unrealistisch hohen Ausgangstemperaturen im Containment ist langfristig nach Störfallbeginn wieder mit Unterdruck im Containment zu rechnen. Damit wird dem Auslegungskonzept für das Containment gemäß /TEP 81/ nicht entsprochen, das nach einem 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung nach wenigen Stunden Unterdruck vorsieht. Es werden daher weitere Untersuchungen zur langfristigen Störfallbeherrschung für erforderlich gehalten (E 5.2-1).

Eine Rechnung zur Abschätzung des Einflusses der Wirksamkeit des Havariekühlsystems zeigte, daß ab ca. 1400 s das Sprühsystem allein in der Lage ist, die

anfallende Nachzerfallswärme aus dem Containment abzuführen und den Druck abzusenkten (120 kPa nach 1d).

- Minimaldruck

Der Auslegungs-Minimaldruck für die Ausrüstungen im Containment wird mit 85 kPa /TEP 81/ angegeben. Dieses ist der theoretisch erreichbare Wert bei 24 °C im Containment, wenn die ungünstigen Anfangsbedingungen nach /TEP 81/ vor dem Schließen der Absperrarmaturen zur Abdichtung des Containments 60 °C und 90 % relative Feuchte betragen. Damit wird der in Abschnitt 7.1.1.4 genannte zulässige Unterdruck von 50 kPa für das Containment bei weitem nicht erreicht.

5.2.2 Leck im Sekundärkreislauf

Für den Bruch einer Sekundärkreislaufleitung innerhalb des Containments wurde zum maximalen Druck eine Abschätzung vorgenommen. Zweifach vorhandene schnell schließende Armaturen in den Dampf- und Speisewasserleitungen der einzelnen Sekundärkreislaufschleifen verhindern auch bei Ansatz des Einzelfehlerkriteriums, daß Wasser oder Dampf aus weiteren Dampferzeugern der Bruchstelle zuströmt. Nach Absperrung der gebrochenen Schleife strömt im wesentlichen die Energie des betroffenen Dampferzeugers in das Containment. Falls bei Nichterfüllung der Leitlinie 21.2 der RSK ein größerer Schaden an den DE-Heizrohren oder dem DE-Kollektor unterstellt werden muß, kann sich der Primärkreislauf auf diesem Weg ebenfalls in das Containment entleeren. Die daraus resultierenden Energien wurden bereits im Falle eines 2F-Bruches einer Hauptumwälzleitung bei gleichzeitiger Entleerung der Sekundärseite eines Dampferzeugers (Bild 5.2-2) berücksichtigt, die Ausströmzeiten verlängern sich jedoch aufgrund des kleineren Bruchquerschnitts. Daher ist nicht zu erwarten, daß in diesem Falle höhere Drücke im Containment als beim 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung mit Entleerung eines sekundärseitigen Dampferzeugers auftreten. Zur genaueren Bestimmung der zu erwartenden Drücke werden detaillierte Analysen der Verriegelung und Steuerung der Sekundärkreislauf-Abschlußarmaturen, der anzusetzenden Bruchgrößen in den Sekundärkreislaufleitungen und innerhalb der Dampferzeuger, der Wärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf über die übrigen Dampferzeuger usw. empfohlen (E 5.2-2).

5.2.3 Druckdifferenzen innerhalb des Containments

Verwertbare Unterlagen, Auslegungsrichtlinien oder Analysen zu Druckdifferenzen zwischen den Räumen des Containments während der Ausströmvorgänge bei Kühlmittelverluststörfällen liegen nicht vor. Aufgrund der großen Verbindungsquerschnitte zwischen den Räumen /HER 91/ sind jedoch keine ungewöhnlich hohen Druckdifferenzen und durch die Stahlzellenbauweise keine weitreichenden Beschädigungen an Wänden und Decken zu erwarten. Zur Absicherung dieser Einschätzung ist die Anlage jedoch hinsichtlich Druckdifferenzbelastungen und deren Abtragbarkeit im Detail entsprechend der RSK-Leitlinie 5.1(4) zu überprüfen (E 5.2-3).

5.3 Radiologische Auswirkungen

Von den acht im Abschnitt 3.1 aufgeführten Störfällen wurden drei hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung untersucht. Eine weitere Störfallgruppe, die im Technischen Projekt nicht vorgesehen ist, nämlich der Bruch eines Dampferzeugerkollektors bzw. der Abriß eines Kollektordeckels, wird hier ebenfalls nicht behandelt, da hierzu keine Unterlagen vorliegen.

Die Ermittlung potentieller Strahlenexpositionen bei verschiedenen Auslegungsstörfällen erfolgt unter Anwendung der in den Störfallberechnungsgrundlagen /SBG 83/ festgelegten Berechnungsverfahren unter Berücksichtigung von Modifikationen, die sich aus der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV /AVV 90/ ergeben. Dabei werden folgende Expositionspfade betrachtet:

- äußere Exposition durch β -Strahlung innerhalb der Abluffahne (β -Submersion, betroffenes Organ: Haut)
- äußere Exposition durch γ -Strahlung aus der Abluffahne (γ -Submersion)
- äußere Exposition durch γ -Strahlung über kontaminiertem Boden (Bodenstrahlung)
- innere Exposition durch Radionuklide, die mit der Luft inhaled werden (Inhalation)
- innere Exposition durch Verzehr kontaminierter Nahrungsmittel (Ingestion).

Soweit es sich beim Ingestionspfad um die Verwendung von Nahrungs- oder Futtermitteln handelt, die sich im Umkreis mit einem Radius von 2000 m vom Freisetzungsort befinden und über oberirdische Pflanzenteile kontaminiert sind, wird bei der Berechnung potentieller Strahlenexpositionen entsprechend den Festlegungen in den Störfallberechnungsgrundlagen /SBG 83/ davon ausgegangen, daß deren Ernte bzw. Verwertung einen Tag nach der ersten störfallbedingten Aktivitätsfreisetzung eingestellt wird.

5.3.1 Bruch einer primärkühlmittelführenden Meßleitung außerhalb des Containments

- **Beschreibung**

Eine radiologische Bewertung dieses Störfalls von K.A.B. liegt vor /KAB 91b/. Aus diesen Abschätzungen geht hervor, daß hierbei mit einer deutlichen Überschreitung der Störfallplanungswerte von §28 (3) der Strahlenschutzverordnung gerechnet werden muß. Die einzelnen Rechenannahmen zur Bestimmung des Quellterms wurden daher von der GRS überprüft. Für eine 60 Meter lange Leitung entsprechend /KAB 91b/ mit einem Durchmesser von 0.01 m und einer Rohrreibung mit $\lambda = 0.02$ (glattes Rohr) ergaben vereinfachte ATHLET-Simulationen /KIM 91c/ Ausströmraten mit einem oberen Grenzwert von 0.8 kg/s, der jedoch um ca. eine Größenordnung unterhalb des Maximalwertes aus dem K.A.B.-Dokument liegt. Die im K.A.B.-Dokument angegebenen Ausströmraten beruhen offensichtlich auf einer unzureichenden Berücksichtigung der Reibungsdruckverluste in der Meßleitung. Die Ausströmraten wurden daher in Abhängigkeit von Druck und Temperatur für die beiden Abfahrvarianten mit Abkühlgeschwindigkeiten von 30 bzw. 60 K/h neu ermittelt und die Quellterme in Analogie zu den Parametern aus /SBG 83/ neu berechnet. Die Freisetzungsdauer beträgt im ersten Fall 15 h und im zweiten Fall 11 h. Die freigesetzte Aktivität liegt für jedes Nuklid des ersten Quellterms über dem entsprechenden Wert des zweiten Quellterms, so daß der erste abdeckend ist. Deshalb wird im weiteren nur noch der erste Quellterm betrachtet. Integral erhält man für I 131 einen Aktivitätsaustrag von 2.6×10^{11} Bq, für Cs 134 von 4.6×10^{10} Bq und für Cs 137 von 9.3×10^{10} Bq. Die Freisetzung erfolgt über den Kamin mit einer Höhe von 100 m. Aufgrund der Dimensionen des Reaktorgebäudes mit einer Höhe von 66 m und einer Breite von 66 m wurde gemäß Störfallberechnungsgrundlagen Gebäudeeinfluß bei der atmosphärischen Ausbreitung unterstellt, woraus eine effektive Freisetzungshöhe von 84 m resultiert. Im

Zeitintervall bis 8 h werden von der Gesamtfreisetzung 64.5% der Edelgase und 96.5% der übrigen Radionuklide freigesetzt, wobei Jod zu 10% elementar und zu 90% aerosolförmig vorliegt. Die minimale Entfernung zum Zaun des Betriebsgeländes ergibt sich in südöstlicher Richtung zu 420 m.

- **Ergebnisse**

Die ungünstigsten Verhältnisse liegen für atmosphärische Ausbreitungsbedingungen entsprechend der Pasquill'schen Ausbreitungsklasse E vor, für die die Störfallberechnungsgrundlagen eine Regenintensität von 5mm/h festlegen. Die Maximalwerte der Strahlenexposition durch Ingestion liegen bei einer Entfernung von 2000 m, für Inhalation und äußere Bestrahlung aus der Wolke und vom Boden am Anlagenzaun bei 420 m. Die im Verhältnis zum Grenzwert ungünstigste Strahlenexposition ergibt sich für die effektive Dosis des Kleinkindes mit einem Wert von 18 mSv im Vergleich zum Grenzwert 50 mSv. Die Schilddrüsendosis des Kleinkindes beträgt 49 mSv im Vergleich zum Grenzwert von 150 mSv. Für den Erwachsenen betragen die effektive Dosis 15 mSv und die Schilddrüsendosis 23 mSv bei Grenzwerten von ebenfalls 50 mSv bzw. 150 mSv.

Der Hauptanteil der Belastung für die effektive Dosis stammt mit 92.2% von der äußeren Bestrahlung vom Boden durch die Nuklide Cs 137 und Cs 134. Die Ingestionsdosis durch Milch, überwiegend von I 131 verursacht, trägt mit 5.6% bei.

- **Bewertung**

Insgesamt liegen die berechneten potentiellen Strahlenbelastungen für den betrachteten Störfall unterhalb der Störfallplanungswerte. Die Ergebnisse für den zweiten Quellterm sind qualitativ gleich, quantitativ liegen die Dosiswerte bei etwa 70% der Werte aus dem ersten Quellterm.

Dies gilt ebenso für ergänzend durchgeführte Rechnungen, wenn durch eine Handmaßnahme eine Beendigung der Freisetzung nach 30 Minuten unterstellt wird. Die Dosiswerte liegen in diesem Fall bei 1.5 bis 2% der oben angeführten Werte.

5.3.2 Brennstoffkassettenbeschädigung bei der Handhabung

- **Beschreibung des Vorgehens**

Aus der Störfallanalyse für das KKW Greifswald, Block 5, ergaben sich bestimmte Erfahrungen über die radiologischen Auswirkungen dieses Störfalles /GRS 92/. Es war zu erkennen, daß die Auswirkungen auf die Umgebung nur gering sind. Um keine vollständige radiologische Rechnung durchführen zu müssen, soll hier eine grobe Abschätzung über den Quellterm für das KKW Stendal gemacht werden. Da der Hauptteil der Strahlenexposition durch das Nuklid I 131 verursacht wird, wird der Vergleich ausschließlich für dieses Nuklid durchgeführt.

In der Sicherheitsbeurteilung zum KKW Greifswald, Block 5, wurden die radiologischen Auswirkungen eines Brennstoffkassetten-Handhabungsstörfalles berechnet. Es wurden die Strahlenexpositionen für verschiedene Expositionspfade ermittelt und daraus die Gesamtdosis berechnet. Die Maximalwerte für die kritische Person Kleinkind und das kritische Organ Schilddrüse liegen für Ingestion bei einer Entfernung von 2000 m (vom Kamin), für Inhalation und äußere Bestrahlung aus der Wolke bei 500 m und für äußere Bestrahlung vom Boden bei 360 m. Die Gesamtdosis der Schilddrüse beträgt 33 mSv im Vergleich zum Grenzwert von 150 mSv. Damit liegen die berechneten potentiellen Strahlenexpositionen für den betrachteten Störfall deutlich unterhalb der Störfallplanungswerte.

Um die radiologischen Auswirkungen des gleichen Störfalles beim KKW Stendal abschätzen zu können, wurden die Annahmen, die der Berechnung für Greifswald zugrunde lagen, mit den Gegebenheiten beim KKW Stendal verglichen.

Die Unterschiede liegen in folgenden Punkten:

- Nach 30 Minuten erfolgt bei Stendal der Lüftungsabschluß, so daß danach keine Aktivitätsfreisetzung mehr erfolgt. In Greifswald dagegen erfolgt die Freisetzung über einen Zeitraum von sieben Tagen, ebenfalls über den Kamin.
- Die thermische Leistung pro Brennstab ist bei Stendal höher: 59.0 kW (Greifswald 31.3 kW). Damit muß man von einem höherem Jodinventar ausgehen.

- Die Anzahl der beschädigten Brennstäbe ist mit 21 pro Brennstoffkassette bei Stendal höher (Greifswald: 13).
- Bei Stendal wird eine Abklingzeit von nur 24 Stunden nach Abschalten des Reaktors angenommen, bei Greifswald dagegen von sieben Tagen.

Die Freisetzung von I 131 in die Umgebung wurde für Stendal mit folgenden Daten berechnet:

- Gesamtinventar Jod beim Abschalten des Reaktors: 1.90×10^{19} Bq, davon 15.4 % I 131 = 2.93×10^{18} Bq
- Zahl der Brennstoffkassetten: 163
- Zahl der Brennstäbe pro Brennstoffkassette: 312, davon werden beschädigt: 21 /TÜV 92/
- Jodfreisetzung ins Wasser: 5 %
- Verteilungskoeffizient Wasser/Gas: 10^5
- Volumen Wasserbecken: 1900 m^3
- effektives Volumen Gasraum: 20000 m^3
- Luftströmung über Kamin: $40000 \text{ m}^3/\text{h}$.

Die Freisetzung in die Umgebung über 30 Minuten nach einer Abklingzeit von 24 Stunden berechnet sich dann für Stendal zu 5.8×10^9 Bq. Der entsprechende Quellterm betrug bei Greifswald in den ersten 8 Stunden (ohne die Langzeitphase) bereits 3.5×10^{10} Bq.

- **Bewertung**

Der Vergleich zu Greifswald läßt erkennen, daß die Freisetzung von I 131 in die Umgebung bei der Beschädigung einer Brennstoffkassette im KKW Stendal geringer sein wird. Damit läßt sich auch für die radiologischen Auswirkungen ein geringerer Wert als in Greifswald abschätzen, d.h auch für Stendal werden bei diesem Störfall die Störfallplanungswerte deutlich unterschritten.

Darüberhinaus wurde diese Rechnung mit der konservativen Annahme gemacht, daß die Abluft ungefiltert über den Kamin gegeben wird. In der Realität ist jedoch eine automatische Umschaltung der Ablufführung über die Aerosol- und Jodfilter nach einer Zeit von 10 sec. nach Ansprechen der Aktivitätsüberwachung vorgesehen.

Dies würde zu einer weiteren Reduzierung der abgegebenen Aktivitätsmenge führen.

5.3.3 2F-Bruch der Hauptumwälzleitung

- **Beschreibung**

Aus den Analysen der Brennstabelastungen bei einem 2F-Bruch der Hauptumwälzleitung geht hervor, daß hierbei nicht mit Hüllrohrschäden gerechnet werden muß (vgl. Abschnitt 5.1.2.1). Daher ist zu erwarten, daß dieser Fall aus radiologischer Sicht von untergeordneter Bedeutung ist. Da bei diesem Störfall die Aktivitätsfreisetzung sich lediglich aus der Kühlmittelaktivität zusammensetzt, können für eine grobe Abschätzung der radiologischen Folgen die Ergebnisse der Analysen zum Bruch einer primärkühlmittelführenden Meßleitung herangezogen werden.

Beim Bruch einer Meßleitung wurde für das radiologisch wichtigste Isotop I 131 eine Aktivitätsfreisetzung über den Kamin in die Umgebung von insgesamt maximal 2.6×10^{11} Bq ermittelt. Das Kühlmittelinventar an I 131 zu Beginn des Störfalls wurde analog zu den Störfallberechnungsgrundlagen /SBG 83/ mit 3.1×10^{12} Bq angesetzt. Durch den Spiking-Effekt erhöht sich diese Aktivität während des Störfalls weiter und wurde bei den Berechnungen des Quellterms auch entsprechend berücksichtigt. Die Freisetzung vom I 131 beim Bruch der Meßleitung ist daher vergleichbar mit der Freisetzung von :

- 8% des Kühlmittelinventares zu Beginn des Störfalls (ohne Spiking).

Beim Bruch der Hauptumwälzleitung wird angenommen, daß das gesamte Kühlmittel innerhalb von ca. 20 Sekunden in das Containment ausströmt, wobei ca. 42% davon verdampfen. Eine Erhöhung der Kühlmittelaktivität durch Spiking ist in diesem Fall nicht gegeben. Die Aktivitätsfreisetzung ist mit Ausnahme der Edelgase an den Wassermitteln von Tröpfchen im Dampf gebunden. Nach /SBG 83/ ist hierbei ein Anteil von 10% des Dampfaustrages unter Berücksichtigung einer durch die Verdampfung

entsprechend aufkonzentrierter Kühlmittelaktivität anzusetzen. Dies bedeutet für Jod eine Aktivitätsfreisetzung von :

- $10\% \times 42\% / (100\% - 42\%) = 7.2\%$ des Kühlmittelinventares zu Beginn des Störfalls (ohne Spiking).

Im Unterschied zum Meßleitungsbruch gelangen die freigesetzten Radionuklide nicht direkt in die Umgebung, sondern zunächst in das Containment. Bis zum Schließen der Lüftungsklappen kann ein kleiner Teil aus dem Containment entweichen. Danach findet der Aktivitätsaustrag nur noch über die Containmentleckage statt. Nach ca. zwei Stunden ist Druckausgleich mit der Außenatmosphäre erreicht (siehe auch Bild 5.2-2) und die Freisetzung kann als beendet angesehen werden. Von der in das Containment freigesetzten Kühlmittelaktivität gelangt daher insgesamt nur ein Bruchteil in die Umgebung.

- **Bewertung**

Dies bedeutet, daß die radiologischen Auswirkungen des Störfalls "Bruch der Hauptumwälzleitung" deutlich unterhalb der Strahlenexpositionen des Störfalls "Bruch der Meßleitung" liegen werden.

5.3.4 Dampferzeugerkollektorschäden

Mögliche Schäden am Dampferzeugerkollektor mit zu untersuchenden radiologischen Auswirkungen sind gemäß Abschnitt 5.1.2.2 der Bruch eines Dampferzeugerkollektors bzw. der Abriß des Kollektordeckels. Zu dieser Störfallgruppe liegen keine detaillierten Unterlagen vor.

Entsprechend /MRE 92/ werden bei Dampferzeugerkollektor-Schäden große Mengen des Primärkreislaufinventars im Minutenbereich über die Abblaseregelventile (BRU-A) direkt in die Atmosphäre freigesetzt. Aus den durchgeführten Untersuchungen, insbesondere zum Bruch einer primärkühlmittelführenden Meßleitung, ist abzuschätzen, daß in diesen Fällen die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung die Störfallplanungswerte gemäß § 28 (3) der StrlSchV überschreiten werden. Diese Störfallgruppe ist daher auch hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen zu untersuchen (E 5.3-1).

Literatur zu Kapitel 5

- /ADA 89/ Adam, E., H. Stephan, L. Wetzel
Standzeit von ZrNb1-Brennelementhüllrohren unter Störfallbedingungen
Kerntechnik 54 (1989), No. 3
- /AVV 90/ Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung:
Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe
aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990,
Bundesanzeiger Nr. 64a vom 31. März 1990
- /BMI 76/ Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht
für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor,
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 26. Juli 1976,
Gemeinsames Ministerialblatt Nr. 15, 1976
- /DOE 88/ US Department of Energy, Assistant Secretary for Nuclear Energy
Department of Energy's Team's Analyses of Soviet Designed VVERs
Washington, D.C., DOE/NE-0086, October 1988
- /GRS 92/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH gemeinsam mit Kurt-
schatow-Institut für Atomenergie, OKB Hidropress und Atomenergoprojekt
Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5
(WWER-440/W-213)
GRS-88 (März 1992)
- /HER 91/ Hertel, H.
Bereitstellung von computergestützten Ausgangsdaten zur Ermittlung von
Volumina und Flächen der Containmentinneneinbauten des KKW Stendal
Institut für konstruktiven Ingenieurbau, Berlin, Oktober 1991
- /HOC 91/ Horche, W., R. Kirmse, J.P. Weber
Bewertung vorliegender Störfallanalysen anderer Institutionen für das
Kernkraftwerk Stendal und andere WWER-1000/W-320
GRS, Interner Bericht, 1991

/KAB 91a/ Scholz, A., M. Noack

Ausgangsdaten und Randbedingungen für LOCA- und Transientenanalysen für das KKW Stendal, Block A
Kraftwerksanlagenbau AG, Abt. NS 1, 15. Januar 1991

/KAB 91b/ K. A. B.

Radiologische Bewertung des Störfalls "Leck in einer primärkühlmittelführenden Meßleitung"
Interner Bericht, 21. Januar 1991

/KIM 91a/ Kirmse, R., J. Macek

Thermohydraulische Analysen von Kühlmittelverluststörfällen mit großem Bruch im Kernkraftwerk Stendal-1 A mit dem Programmsystem ATHLET/FLUT
Band I: Text, Eingabedaten, Band II: Tabellen, Bilder
GRS-A-1834/I, GRS-A-1834/II, September 1991

/KIM 91b/ Kirmse, R., J. Macek

Doppelendiger Bruch in der kalten Hauptkühlmittelleitung der Reaktoranlage Stendal-1A, Fortsetzung der Notkühlanalyse mit FLUT bis 800 s
GRS, Technische Notiz TN-KIM-91-1, 5. September 1991

/KIM 91c/ Kirmse, R., J.P. Weber

Sicherheitsbewertung KKW Stendal, Ausströmraten einer BMSR-Leitung
GRS, Interne Mitteilung, 21. Oktober 1991

/KIM 92/ Kirmse, R.

Extrapolation Langzeitanalyse Stendal
GRS, Interne Mitteilung, 9. April 1992

/MRE 92/ Meier, S.

Notizen zum Treffen mit russischen Experten vom 4. bis 11. März 1992 in Berlin
GRS, Technische Notiz

- /RIS 92/ Risse, D., M. Tiltmann
Kernkraftwerk Stendal, Energiezufuhr für langzeitigen Druckverlauf im Sicherheitsbehälter
GRS, Interne Mitteilung, 15. Mai 1992
- /SBG 83/ Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrISchV, Bekanntmachung von Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission vom 18. Oktober 1983 des Bundesministers des Innern,
Bundesanzeiger Nr. 245 vom 31. Dezember 1983
- /TEP 81/ Teploelektroprojekt
KKW Stendal, Technisches Projekt
Moskau 1981
- /TÜV 92/ TÜV Norddeutschland e. V.
Kernkraftwerk Stendal 1, Block A, Begutachtung der RDB-Einbauten und Kernbauteile
Schreiben vom 30. Januar 1992
- /WFF 91/ Wolff, H.
Datensatzbeschreibung KKW Stendal (zur Berechnung von Druck- und Temperaturverläufen im Sicherheitsbehälter)
GRS, Technische Notiz TN-WFF-1/91, 17. Oktober 1991

Bilder zu Kapitel 5

- 5.1-1 Verfügbarkeit des Havariekühlsystems
- 5.1-2 Druck im Primär- und Sekundärkreislauf
- 5.1-3 Dampfgehalt im inneren Kernkanal
- 5.1-4 Dampfgehalt im äußeren Kernkanal
- 5.1-5 Hüllrohr-Temperaturen des Heißstabes im inneren Kernkanal
- 5.2-1 Reaktorgebäude mit Containment, Anordnung der Komponenten, Aufriß
- 5.2-2 Druckverläufe (Maxima) im Containment mit und ohne DE, Vergleich CON-DRU/RALOC
- 5.2-3 Langzeitiger Druck- und Temperaturverlauf im Containment

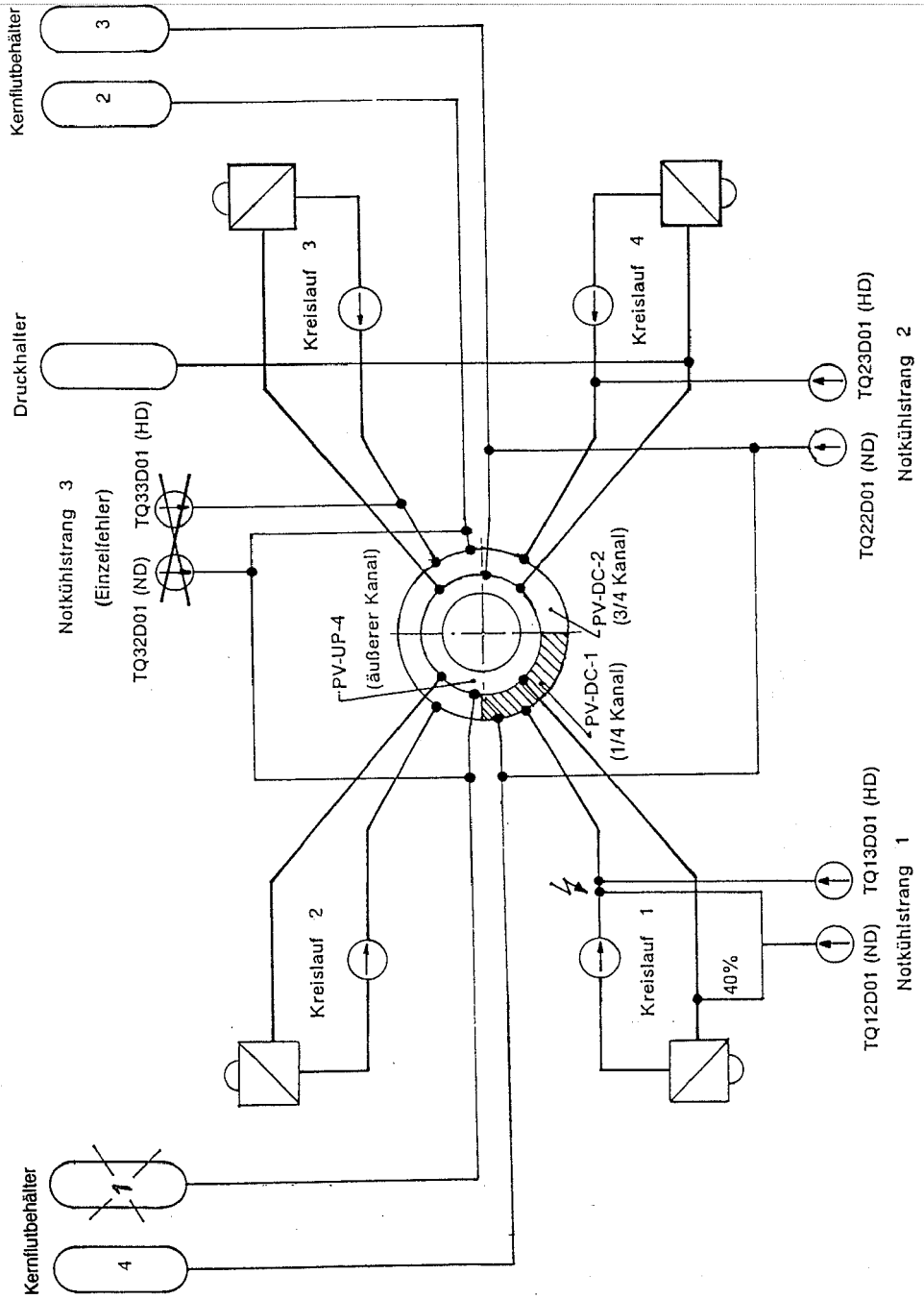


Bild 5.1-1 Verfügbarkeit des Havarienkühlsystems

Grosser Bruch (2F) im KKW Stendal-1A
 ATHLET-FLUT Analyse (DM01A-7.8.91)

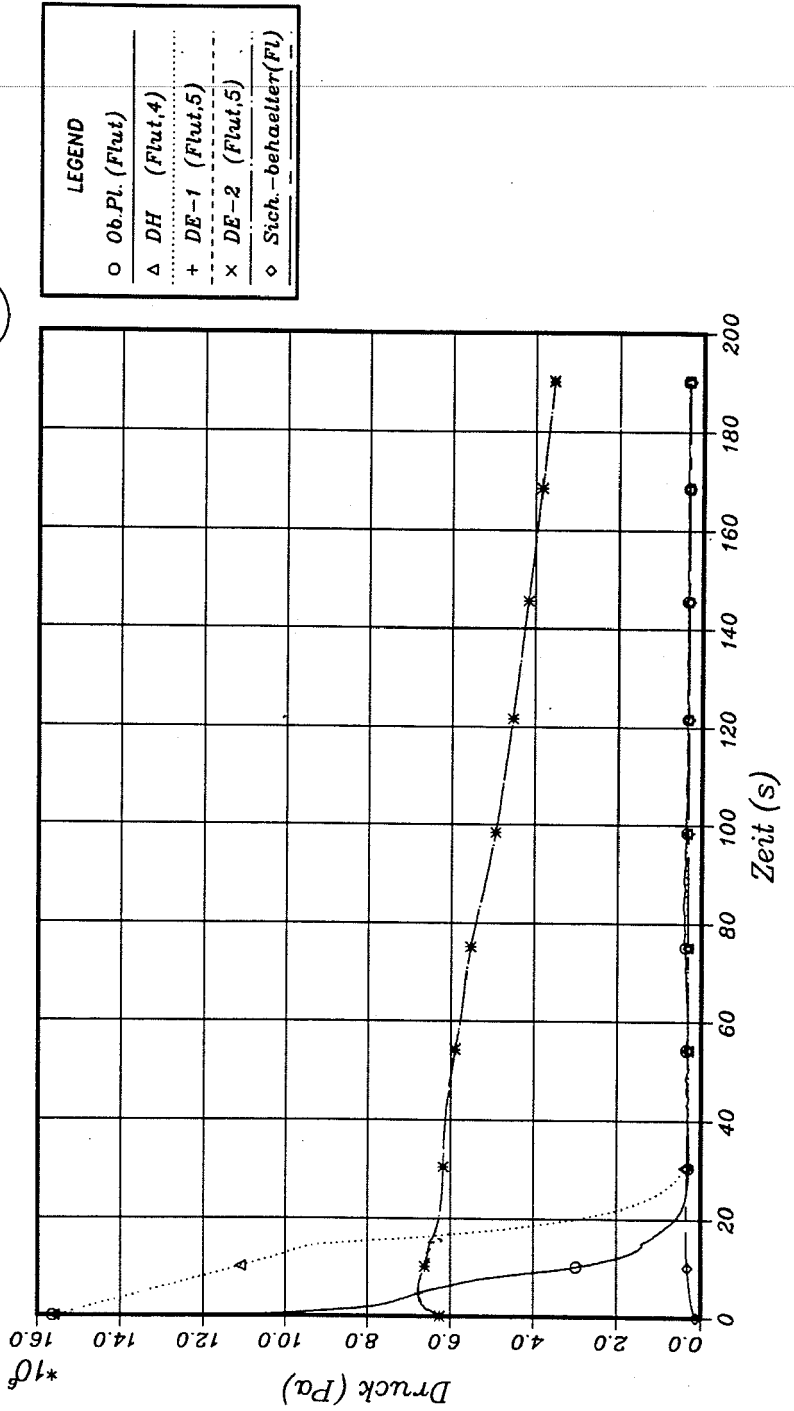


Bild 5.1-2 Druck im Primär- und Sekundärkreislauf

Grosser Bruch (2F) im KKW Stendal-1A
 ATHLET-FLUT Analyse (DM01B-7.8.91)

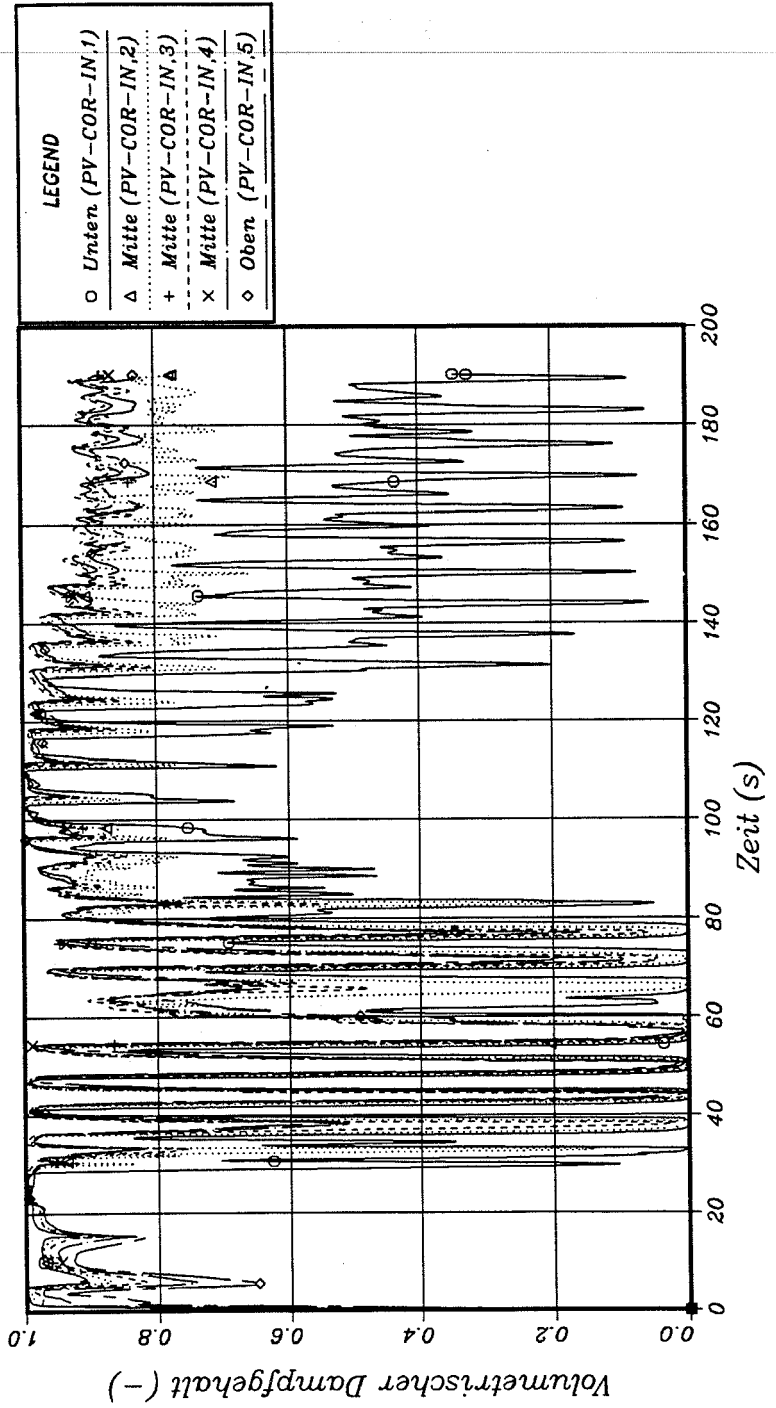


Bild 5.1-3 Dampfgehalt im inneren Kernkanal

Grosser Bruch (2F) im KKW Stendal-1A
 ATHLET-FLUT Analyse (DM01B-7.8.91)

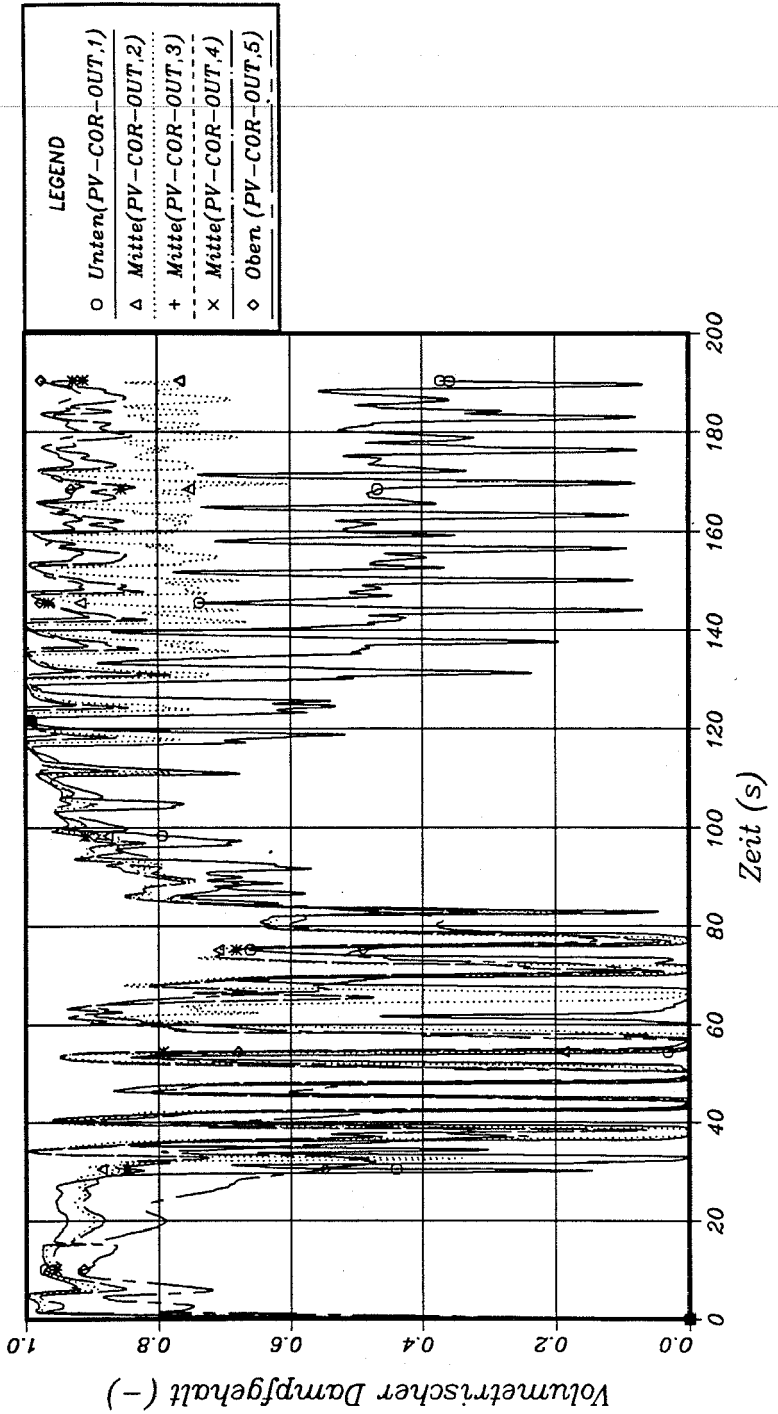


Bild 5.1-4 Dampfgehalt im äußeren Kernkanal

Grosser Bruch (2F) im KKW Stendal-1A
 ATHLET-FLUT Analyse (DM01D-7.8.91)

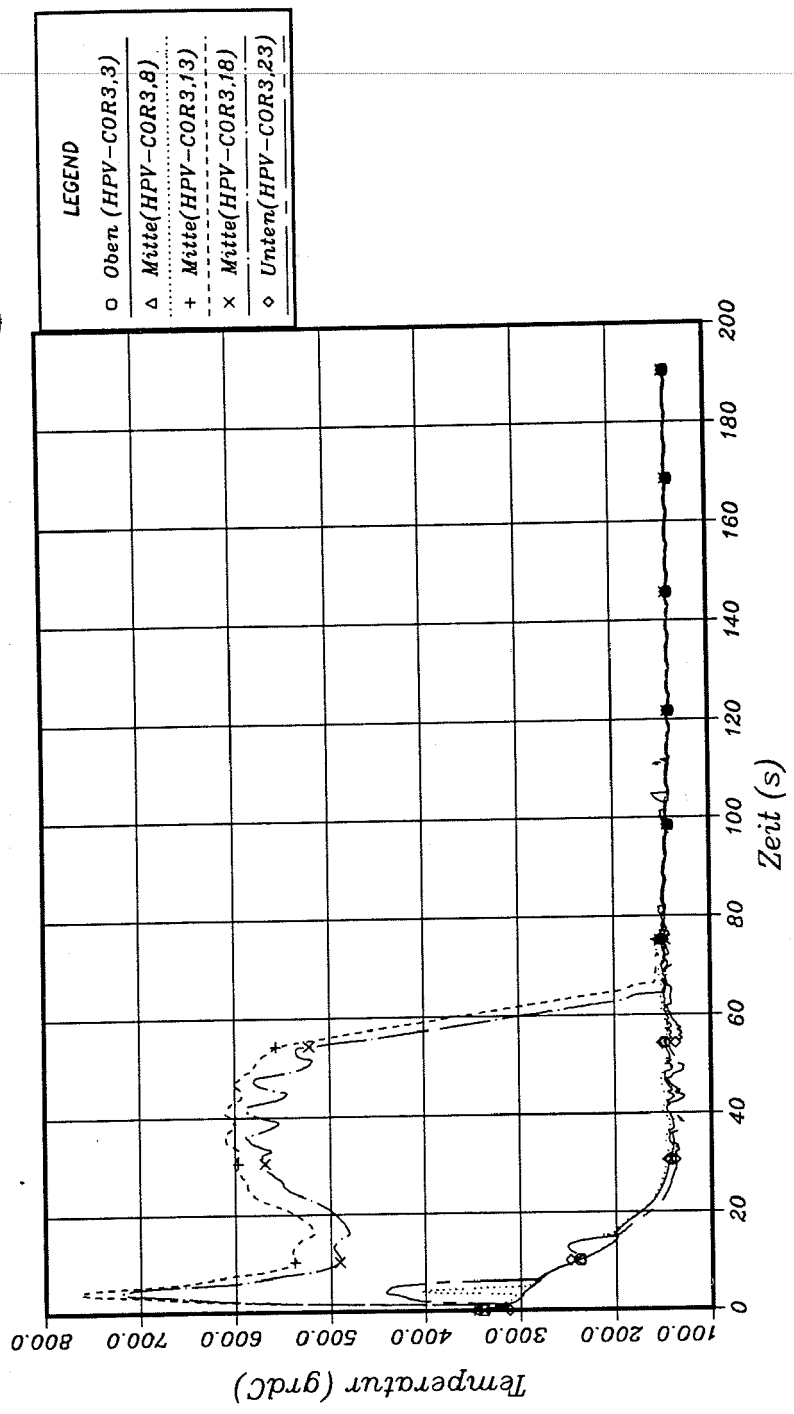
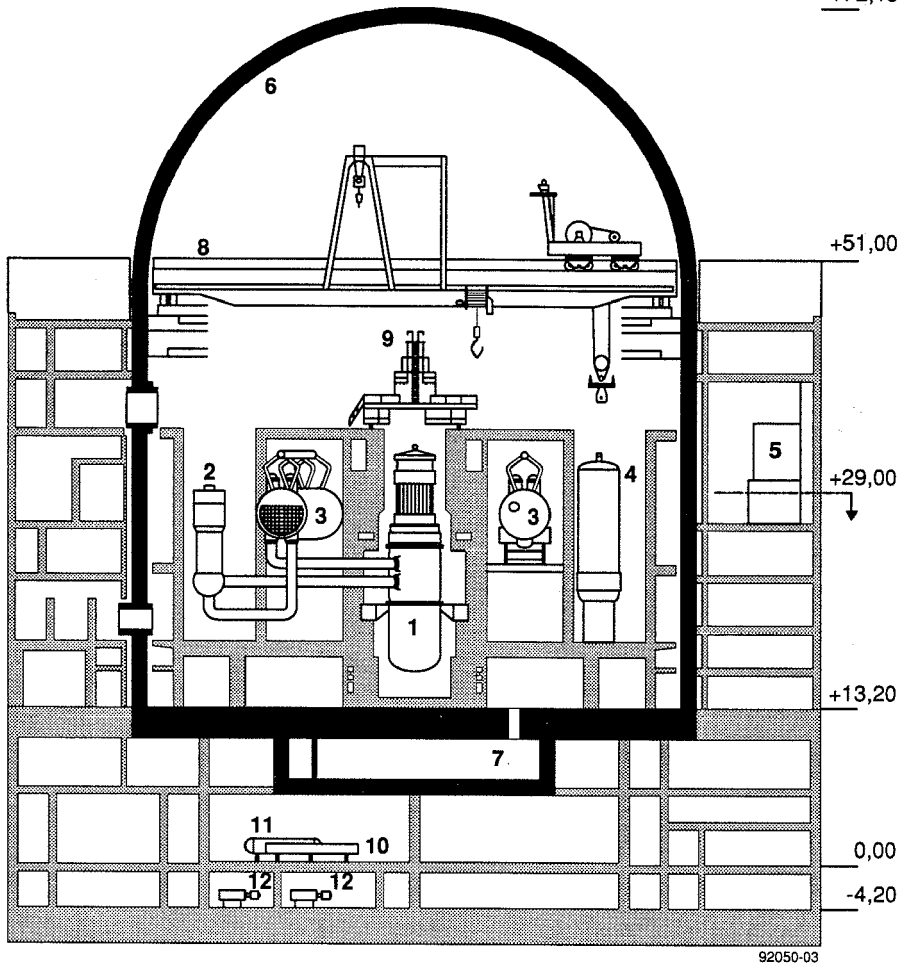


Bild 5.1-5 Hüllrohr-Temperaturen des Heißstabes im inneren Kernkanal

Höhenkote in m
+72,15



- | | |
|---|-----------------------------|
| 1 Reaktor | 7 Havarieborbehälter |
| 2 Hauptumwälzpumpe | 8 Rundlaufkran 3,2 MN |
| 3 Dampferzeuger | 9 BE-Wechselmaschine |
| 4 Druckhalter | 10 Havariekühler |
| 5 Nebenkühlwassersystem A,
Vorratsbehälter | 11 BE-Beckenkühler |
| 6 Containment | 12 Pumpe für Havariekühlung |

Bild 5.2-1 Reaktorgebäude mit Containment, Anordnung der Komponenten, Aufriß

RALOC BZ .20VER STENDAL 2F BRUCH ATHLET FLUT ,FKTNEU ,HSLOK

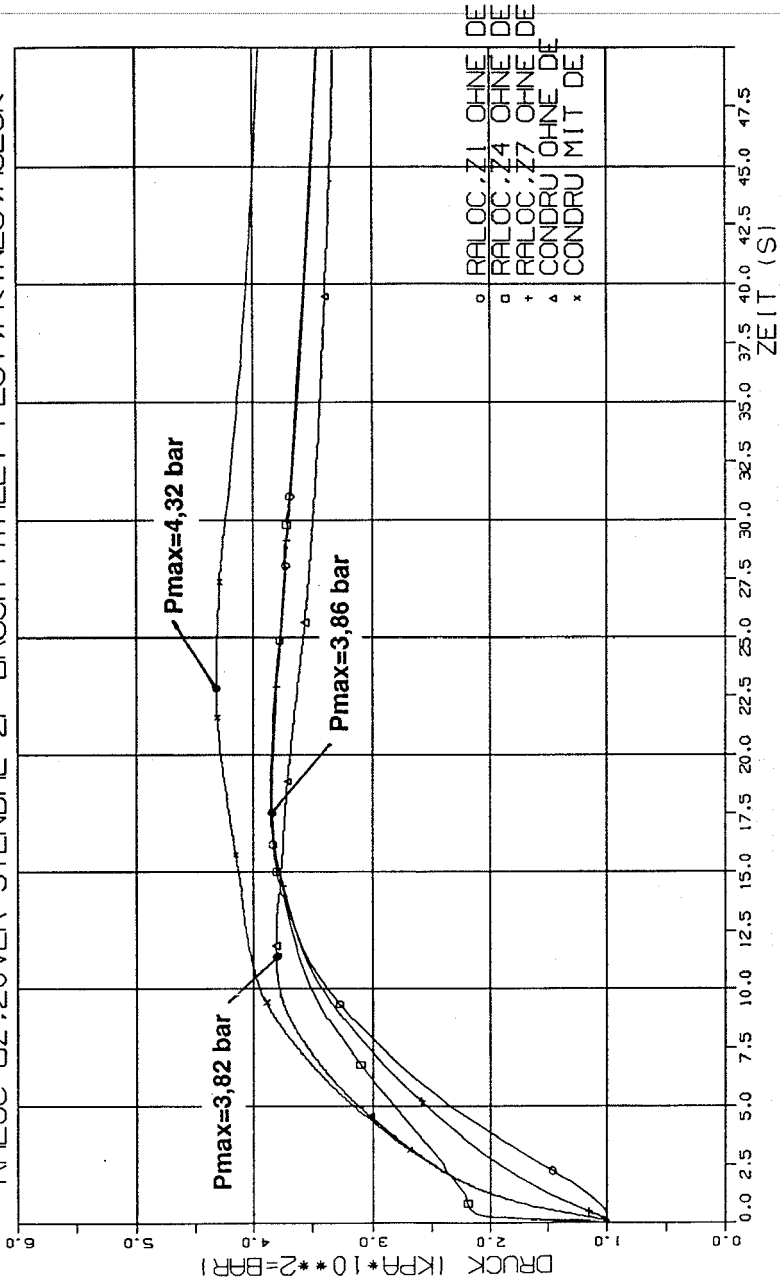
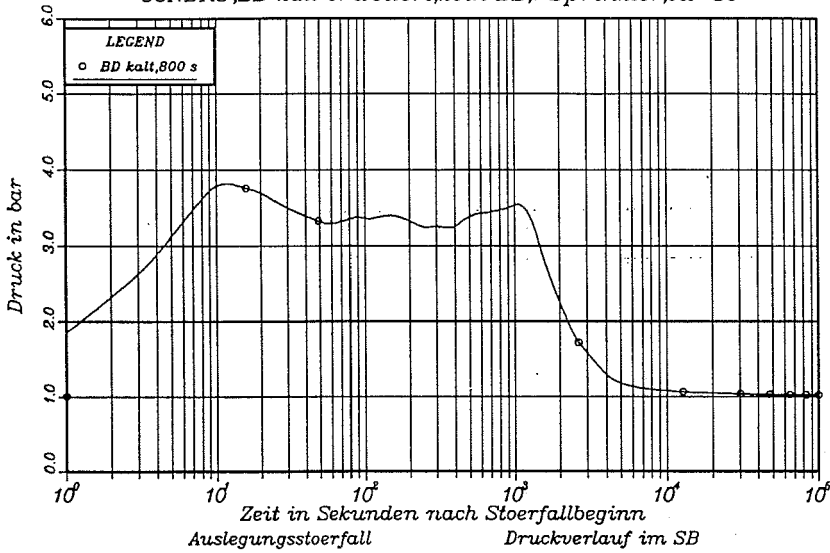


Bild 5.2-2 Druckverläufe (Maxima) im Containment mit und ohne DE, Vergleich CONDRU/RALOC

Kernkraftwerk Stendal
 CONDRU, BD kalt erweitert, kein DE, 1 Sprinkler, $t_w=30$



Kernkraftwerk Stendal
 Blowdown kalt erweitert, 1 Sprinkler, $T_w=30$ C, ohne DE, Tagami

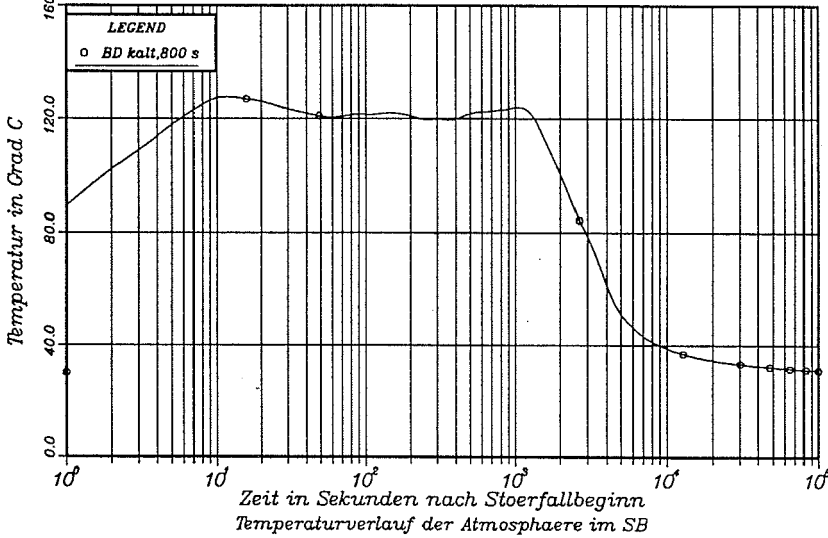


Bild 5.2-3 Langzeitiger Druck- und Temperaturverlauf im Containment

6 Analyse des Sicherheitssystems

6.1 Einführung

6.1.1 Anforderungen an das Sicherheitssystem

Das Sicherheitssystem ist im KTA-Regelwerk definiert als die Gesamtheit aller Einrichtungen einer Reaktoranlage, die die Aufgabe haben, die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen zu schützen und bei auftretenden Störfällen deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten. Es muß - einschließlich der sicherheitsrelevanten betrieblichen Einrichtungen - gewährleisten, daß bei Störungen und bei Störfällen die folgenden Schutzziele erreicht werden können:

- Unterbrechung der nuklearen Kettenreaktion und Erhaltung der Unterkritikalität
- Erhaltung bzw. Wiederherstellung des Kühlmittelinventars
- Abfuhr der Speicher- und Nachzerfallswärme
- Einschluß der radioaktiven Stoffe und Abschirmung der radioaktiven Strahlung.

Bei der Beurteilung der Wirksamkeit des Sicherheitssystems sind Störungen und Störfälle zu unterstellen, die ausgelöst werden durch

- anlageninterne Ereignisse (Versagen von aktiven und/oder passiven Komponenten, Brand, Überflutung)

oder durch

- Einwirkung von außen (naturbedingt: z. B. Erdbeben, Hochwasser; zivilisationsbedingt: z. B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle).

Auf das Spektrum der zu unterstellenden Störfälle wird in Kapitel 5 eingegangen.

Eine hohe Zuverlässigkeit des Sicherheitssystems soll vor allem durch die folgenden Auslegungsgrundsätze erreicht werden:

- Redundanz (ausreichende Wirksamkeit auch beim Ausfall von bis zu zwei redundanten Strängen einer Sicherheitseinrichtung)
- Entmaschung (funktionelle Trennung) und räumliche Trennung der redundanten Stränge
- Diversität von Wirkungsmechanismen und/oder Komponenten (soweit möglich und sinnvoll).

Die Anforderungen an das zu unterstellende Störfallspektrum und an die Auslegung des Sicherheitssystems sind mit unterschiedlichem Detaillierungsgrad in den

- BMI-Sicherheitskriterien,
- Störfall-Leitlinien,
- RSK-Leitlinien,
- KTA-Regeln und der
- Merkpостenaufstellung für einen Standardsicherheitsbericht

zusammengefaßt.

In den folgenden Abschnitten werden die Einrichtungen des Sicherheitssystems zusammen mit den sicherheitsrelevanten betrieblichen Einrichtungen einschließlich der jeweils erforderlichen Hilfs- und Versorgungssysteme daraufhin untersucht, inwieweit sie die o. g. Auslegungsgrundsätze unter Berücksichtigung des Standes von Wissenschaft und Technik erfüllen. Soweit ausreichende Informationen über die Auslegung der Systeme vorliegen, wird auch überprüft, inwieweit die in den genannten Richtlinien und Regeln enthaltenen spezifischen Anforderungen erfüllt werden. Grundsätzlich beschränkt sich die nachfolgende Sicherheitsbewertung weitgehend auf eine Analyse des systemtechnischen Aufbaus der Anlage. Detaillierte Untersuchungen, wie eine Überprüfung der Einhaltung der Sicherheitsvorsorge gemäß BMI-Kriterium 1.1, z.B. hinsichtlich der Berücksichtigung ausreichender Sicherheitszuschläge bei der Systemauslegung oder der Realisierung der Instandhaltungsfreundlichkeit, werden nicht vorgenommen.

Die Wirksamkeit und vor allem die Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems können sehr stark durch die Betriebsweise der Anlage beeinflusst werden. Eine Beurteilung dieser Einflüsse ist für die Anlage Stendal nur eingeschränkt möglich.

6.1.2 Auslegungsgrundsätze für das Sicherheitssystem des KKW Stendal

Während der Auslegungs- und Projektierungsphase des KKW Stendal war die "Allgemeine Richtlinie zur Gewährleistung der Sicherheit von KKW..." /OPB 73/ verbindlich. Es wurden aber bereits weitgehend die Entwürfe der /OPB 82/ berücksichtigt /MRE 92/.

Als Auslegungsstörfall für das KKW Stendal wurde der plötzliche Bruch der Hauptumwälzleitung (Hauptkühlmittelleitung) unter Notstrombedingungen angenommen. Weiterhin wurden u. a. als innere auslösende Ereignisse der Bruch einer Leitung kleineren Durchmessers im Primärkreislauf, der Bruch einer Frischdampfleitung, der Notstromfall sowie verschiedene Reaktivitätsstörfälle berücksichtigt (siehe auch Kapitel 5).

Bei der Projektierung wurden zusätzlich zu den inneren auslösenden Ereignissen der Notstromfall und ein Zufallsausfall in einer Redundanz einer Sicherheitseinrichtung bzw. des gesamten Sicherheitssystems zugrunde gelegt. Die Berücksichtigung von Folgefehlern und des Reparaturfalls ist nicht unmittelbar gefordert und nicht durchgängig ausgewiesen. Als Einwirkungen von außen (EVA) wurden Erdbeben, Druckwellen und Flugzeugabsturz berücksichtigt.

Die Sicherheitseinrichtungen sollen nach /OPB 82/

- zur Erfüllung nur einer Zielstellung dienen (Pkt. 2.1.7),
- passive Einrichtungen verwenden (Pkt. 2.1.8),
- technische Überprüfungen und Funktionsprüfungen ohne Verringerung des Sicherheitsniveaus ermöglichen (Pkt. 2.1.9 bis 2.1.11) und
- Mittel vorsehen, die Fehlhandlungen des Bedienungspersonals, die zu einer Vergrößerung der Folgen des Ausfalls führen können, ausschließen (Pkt. 2.1.12).

In Kapitel 3 werden Unterschiede in der Anwendung des Einzelfehlerkriteriums zwischen deutschem Regelwerk und OPB 82 aufgezeigt. Ein wesentlicher Unterschied besteht in der Bewertung der passiven Komponenten.

6.1.3 Voraussetzungen und Randbedingungen für die Systemanalyse des KKW Stendal

Als verbindliche Unterlage zur Systemanalyse des KKW Stendal stehen das Technische Projekt des KKW Stendal /TEP 81/, ergänzende Systembeschreibungen der Kraftwerksanlagen und die Ergebnisse eines Treffens mit den russischen Experten zum KKW Stendal /MRE 92/ zur Verfügung. Der Informationsstand entspricht dem über ein deutsches Kernkraftwerk im Stadium der Konzeptbegutachtung, in einigen Abschnitten geht er darüber hinaus. Soweit die für die Sicherheitsbewertung erforderlichen Informationen nicht vorliegen, muß vorläufig davon ausgegangen werden, daß das Kernkraftwerk nach sowjetischem Regelwerk, insbesondere nach der in Abschnitt 6.1.2 skizzierten /OPB 82/, genehmigt, gebaut und betrieben wird. Die vorliegenden Erfahrungen über den Bau und Betrieb von KKW im ehemaligen RGW-Raum belegen jedoch zahlreiche Abweichungen vom vorgegebenen Regelwerk (siehe Kapitel 8).

Für die Bearbeitung wird eine dem vorliegenden Projekt entsprechende und nach den Vorschriften der Qualitätssicherung errichtete neue Anlage vorausgesetzt.

Als Bewertungsmaßstab für die Sicherheitseinrichtungen des KKW Stendal wird das bundesdeutsche Regelwerk verwendet. Bei Differenzen zwischen der geplanten Ausführung und den Anforderungen des Regelwerks wird eine Überprüfung auf sinnge-
mäßige Übereinstimmung bzw. auf Anwendbarkeit des Regelwerks vorgenommen und in die Bewertung mit einbezogen.

Schwerpunkt der Sicherheitsbewertung bilden die Abschaltssysteme, das Havariekühlsystem (Not- und Nachkühlsystem), die sicherheitstechnischen Einrichtungen des Frischdampfsystems, das Havariespeisewassersystem, das Nebenkühlwassersystem A (Nukleares Nebenkühlwassersystem), das Notstromsystem und die Sicherheitsleittechnik sowie deren Hilfs- und Versorgungssysteme.

Die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtungen des KKW Stendal sind in der Tabelle 6.1-1 zusammengestellt. Die Auswahl der Störfälle in Tabelle 6.1-1 erfolgte auf der Grundlage der bundesdeutschen Störfall-Leitlinien (Tabellen I und II) sowie der Merkpостenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke. Es wurden zusätzlich nicht im bundesdeutschen Regelwerk enthaltene, nur WWER-spezifische Störfälle berücksichtigt (Tabelle 6.1-1, Nr. 5, 15). Eine detaillierte Überprüfung der Mindestanforderungen an die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen erfolgt in der vorliegenden Sicherheitsbewertung wegen ihres mehr konzeptionellen Charakters nicht.

Wesentliche Voraussetzungen für die Erarbeitung der Tabelle 6.1-1 sind in Kapitel 5 dokumentiert. Die Störfälle werden im allgemeinen bis zum Reaktorzustand "unterkritisch kalt" betrachtet.

Außer den in Tabelle 6.1-1 erfaßten Störfällen sind als Einwirkungen von außen bei der Anlagenauslegung insbesondere

- Erdbeben,
- Flugzeugabsturz,
- Explosionsdruckwelle und
- Brand

zu berücksichtigen.

Auf die Gebäudeauslegung wird in Abschnitt 2.1 eingegangen. Die Auslegung der Anlage gegen Brand wird in Abschnitt 7.2 behandelt.

Beim Erdbeben, beim Flugzeugabsturz und bei der Explosionsdruckwelle wird vom Versagen des Maschinenhauses mit überlagertem Notstromfall ausgegangen, so daß der zu unterstellende Störfallablauf prinzipiell dem Störfall Nr. 16, Frischdampfleitungsbruch außerhalb Sicherheitsbehälter nach Schnellschlußarmaturen mit gleichzeitigem Notstromfall, entspricht. Somit sind die zur Beherrschung des Störfalls Nr. 16 erforderlichen Sicherheitseinrichtungen grundsätzlich auch erdbebensicher und für die Belastungen eines Flugzeugabsturzes und einer Explosionsdruckwelle auszulegen.

Von der Auslegung gegen die Belastungen eines Flugzeugabsturzes ausgenommen werden können die Bereiche des Nebenkühlwassersystems A (NKW-A), die außerhalb des Reaktorgebäudes liegen, wenn für sie eine ausreichend räumlich getrennte Anordnung realisiert ist.

Da nach dem bundesdeutschen Regelwerk die Überlagerung eines EVA-Störfalles mit einem Kühlmittelverluststörfall auszuschließen ist, muß insbesondere der Primärkreislauf so ausgelegt werden, daß er bei einem EVA-Störfall dicht bleibt.

Die in der Tabelle 6.1-1 aufgeführten Sicherheitseinrichtungen werden zusammen mit den für ihren Betrieb erforderlichen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen sowie ihrer Sicherheitsleittechnik und ihrer Notstromversorgung nachfolgend beschrieben und bewertet.

Zusätzlich zum Sicherheitssystem gibt es sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen, die unter bestimmten Randbedingungen Sicherheitsfunktionen erfüllen. Dazu gehören das Zuspiseseystem, das Hilfsspeisewassersystem, die Frischdampfumleitstationen BRU-K und das Beckenkühlsystem des Abklingbeckens. Sie werden in die nachfolgenden Untersuchungen einbezogen.

Nachfolgend werden weitere sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen aufgelistet, die - überwiegend wegen Informationsdefiziten - gegenwärtig keiner Sicherheitsbewertung unterzogen werden konnten:

- Nebenkühlwassersystem B
- Wasserstoff-Nachverbrennung (Abgassystem)
- Abklingbecken
- Lüftung in den Räumen der Sicherheitseinrichtungen.

6.2 Abschaltssysteme

6.2.1 Allgemeine sicherheitstechnische Anforderungen an Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren

Im Anlagenkonzept sind die folgenden Einrichtungen enthalten, die zur Abschaltung des Reaktors eingesetzt werden können.

Reaktivitätsbindung durch Einfallen von Steuerelementen in den Kern:

- Schnellabschaltsystem als Teil des Steuer- und Schutzsystems (SUS).

Reaktivitätsbindung durch Einspeisung im Kühlmittel löslicher Borverbindungen (Vergiftungssysteme):

- HD-Havarieboreinspeisesystem
- Zuspeisesystem.

• Bewertungsmaßstäbe

In den KTA-Regeln 3101.2 und 3103 sind die Aufgaben und Anforderungen an Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren zusammengefaßt. Danach haben sie die Aufgabe, den Reaktor in den unterkritischen leistungslosen Zustand zu überführen und beim ungünstigsten Zustand dauerhaft unterkritisch zu halten.

Für die Überführung in den unterkritischen Zustand werden zwei voneinander unabhängige verschiedenartige Systeme gefordert, von denen das Schnellabschaltsystem aus allen zu unterstellenden Anlagenzuständen hinreichend schnell und allein in der Lage sein muß, den Reaktor unterkritisch zu machen und hinreichend lange unterkritisch zu halten, während das weitere Abschaltssystem dazu dient, den Reaktor aus allen Zuständen des bestimmungsgemäßen Betriebes heraus beim ungünstigsten Zustand dauerhaft unterkritisch zu machen.

Das Schnellabschaltsystem ist Bestandteil des Sicherheitssystems. Das unabhängige weitere Abschaltssystem (Boreinspeisung) ist nur dann Bestandteil des Sicherheitssystems, wenn das Schnellabschaltsystem allein nicht die Funktion des dauerhaft

Unterkritischhaltens erfüllt.

- **Bewertung**

Das Schnellabschaltsystem ist in Abschnitt 4.1.2 hinsichtlich seiner Wirksamkeit bewertet worden, den Kern in den kalten, xenonfreien, unterkritischen Zustand überführen zu können. Die Prüfung ergibt die Notwendigkeit, für diese Aufgabe als Ergänzung ein Vergiftungssystem (Boreinspeisesystem) vorzusehen. Hierfür eignet sich am besten das dreistängig aufgebaute HD-Havarieboreinspeisesystem.

Das führt entsprechend dem deutschen Regelwerk zu folgendem Abschaltkonzept:

- Sicherheitssystem: Schnellabschaltsystem und HD-Havarieboreinspeisesystem
- zweites unabhängiges Abschaltssystem: HD-Havarieboreinspeisesystem und/oder Zuspeisesystem.

Welches der beiden Systeme als zweites unabhängiges Abschaltssystem zu werten ist, kann erst nach Vorliegen weiterer Wirksamkeitsanalysen festgelegt werden. In der nachfolgenden Sicherheitsbewertung wird vorerst davon ausgegangen, daß das Zuspeisesystem zumindest Teil des zweiten Abschaltsystems ist.

6.2.2 Schnellabschaltsystem (Steuerelemente)

- **Beschreibung des Systems**

Als Schnellabschaltsystem dienen die Steuerelemente mit ihrer Leittechnik, dem Havarieschutzsystem (HS). Sie sind Teil des SUS-Systems. Ihre Wirksamkeit wird bei der Kernausslegung (Abschnitt 4.1) beschrieben und bewertet. Die Realisierung des Havarieschutzes wird in den Abschnitten 6.4 und 6.5, die mechanische Auslegung der Steuerelemente in Abschnitt 4.1.6 behandelt.

Die Steuerelemente des SUS-Systems gehören mit zur Reaktorkonstruktion. Es existieren 61 Steuerelemente. Jedes Steuerelement enthält 18 Absorberstäbe

(Fingerstäbe) mit Absorbermaterial. Die Steuerelemente werden auch betrieblich zur Reaktorregelung eingesetzt. Hierfür werden sie durch elektromagnetische Schrittantriebe verfahren. Bei Ansprechen der Havarieschutzkriterien bzw. bei Ausfall der Stromversorgung werden die elektromagnetischen Schrittantriebe spannungslos und die Steuerelemente fallen in den Reaktorkern. Ihre Fallzeit aus der oberen Endlage in die untere Endlage beträgt nach /TEP 81/ 1.5 bis 4 s. Die Hauptelemente der Antriebe sind die Antriebshülle, der äußere Teil des Antriebs (Magnetanordnung), der innere Teil des Antriebs, die Zwischenstange (Verbindung zwischen Antrieb und Steuerelement) und der Stellungsanzeiger.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Gemäß Abschnitt 6.1.3 (Tabelle 6.1-1) wird das Schnellabschaltsystem für die Beherrschung nahezu aller für die Anlage zu unterstellenden Störfälle benötigt. Danach muß es störfallfest, notstromversorgt und EVA-sicher ausgelegt sein.

Es ist Teil des Sicherheitssystems und muß daher den in Abschnitt 6.1.1 aufgeführten Anforderungen genügen.

Weitere wesentliche systemtechnische Anforderungen ergeben sich aus der KTA-Regel 3103:

- Das Schnellabschaltsystem muß auch beim Auftreten eines Einzelfehlers seine sicherheitstechnische Funktion erfüllen.
- Betriebliche Steuerungen dürfen die sicherheitstechnische Funktion des Schnellabschaltsystems nicht beeinträchtigen.
- Für jedes Steuerelement sind eine Stellungsanzeige und eine Endlagenerfassung vorzusehen.
- Für die Energieversorgung der Anzeigen ist eine unterbrechungslose Notstromversorgung bereitzustellen.
- Die Funktionssicherheit des Schnellabschaltsystems ist nachzuweisen.

- **Bewertung**

Die konzeptionelle Auslegung des Schnellabschaltsystems erfolgte gemäß den Anforderungen des Punktes 2.3.1 der /OPB 82/. Diese Anforderungen entsprechen weitgehend dem bundesdeutschen Regelwerk. Deshalb gibt es gegen das im Technischen Projekt /TEP 81/ dargestellte Konzept des Schnellabschaltsystems keine Einwände.

Für das Schnellabschaltsystem WWER-1000/W-320 liegen mehrjährige Betriebserfahrungen vor, auf die in Abschnitt 8.3.1 eingegangen wird und deren Auswertung zu Empfehlungen von Ertüchtigungsmaßnahmen führt.

Im Technischen Projekt /TEP 81/, Pkt. 3.2.3.2, wurde die Erprobung des Systems und seiner Elemente anhand von Versuchsmustern angekündigt. Der Detaillierungsgrad der vorliegenden Unterlagen reicht nicht aus, um eine belastbare Bewertung des Systems anhand der o. a. Maßstäbe durchführen zu können. Es sind daher eine detailliertere Beschreibung des Systems sowie die Auswertung der Erprobungsergebnisse in Verbindung mit den Betriebserfahrungen auch in Bezug auf die große Bandbreite der angegebenen Fallzeiten vorzulegen (E 6.2-1).

6.2.3 HD-Havarieborespeisesystem (Zusatzboresystem)

- **Beschreibung des Systems**

Das HD-Havarieborespeisesystem (siehe Bild 6.3-3) ist Teil des Sicherheitssystems des Reaktors und ergänzt das Schnellabschaltsystem zur Sicherstellung der Unterkritikalität des Reaktors im kalten, xenonfreien Zustand. Seine Wirksamkeit wird in Abschnitt 4.2 behandelt.

Das HD-Havarieborespeisesystem ist als 3 x 100%-System aufgebaut. Die drei Stränge sind räumlich getrennt angeordnet, notstromversorgt und EVA-sicher. Jeder Strang besitzt einen Vorratsbehälter (15 m³ Nutzvolumen) für konzentrierte Borsäurelösung (40 g/l) sowie eine HD-Havarieborespeisepumpe, deren Kühlung mit Nebenkühlwasser A erfolgt. Die Nennfördermenge beträgt 6.3 m³/h bei einer Förderhöhe von 16 MPa, die maximale Förderhöhe beträgt 19.1 MPa bei 1.6 m³/h Fördermenge. Die Einspeiseleitung jedes HD-Havarieborespeisestrangs bindet über

Rückschlagklappen in den nichtabsperrbaren Teil der Einspeiseleitung der jeweiligen HD-Notkühlpumpe ein. Saugseitig besteht keine Verbindung zu anderen Systemen. Die Pumpen und Behälter sind im Reaktorgebäude unterhalb des Containments untergebracht. Am Vorratsbehälter sind Stutzen für die Temperatur-, Konzentrations- und Höhenstandsmessungen vorgesehen. Das System geht bei Anstehen der Störfallkriterien (siehe Abschnitt 6.4, Tabelle 6.4-1) in Rezirkulationsbetrieb (Pumpenstart und Speisen auf Vorratsbehälter). Die Umschaltung auf Einspeisung erfolgt von Hand durch Öffnen der Einspeisearmatur und Schließen der Rezirkulationsarmatur nach speziellen Vorschriften zur langsamen Regelung der Reaktivität.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Gemäß Abschnitt 6.3.1 (Tabelle 6.1-2) wird das HD-Havarieboreinspeisesystem für die Beherrschung nahezu aller für die Anlage zu unterstellenden Störfälle entweder frühzeitig oder langfristig benötigt. Danach muß es störfallfest, notstromversorgt und EVA-sicher ausgelegt sein. Es ist Teil des Sicherheitssystems und muß daher den in Abschnitt 6.1.1 aufgeführten Anforderungen genügen.

Weitere wesentliche systemtechnische Anforderungen ergeben sich aus der KTA-Regel 3103:

- Es ist bei anlageninternen Störfällen und beim Erdbeben ein Einzelfehler bei gleichzeitigem Notstromfall und gleichzeitiger Nichtverfügbarkeit einer Redundante wegen Instandhaltungsmaßnahmen zu unterstellen.
- Beim Flugzeugabsturz und bei der Explosionsdruckwelle wird neben dem auslösenden Ereignis nur der Notstromfall zusätzlich unterstellt.
- Der Zeitpunkt des Einsatzes des Systems sowie die Entscheidung, ob sein Einsatz von Hand eingeleitet werden darf oder automatisch erfolgen muß, sind aufgrund von Ereignisablaufanalysen festzulegen.
- Zur Sicherstellung der Funktionsbereitschaft sollen zur Funktionsauslösung nur wenige aktive Schalthandlungen erforderlich sein.
- Die Borsäurekonzentration und der Füllstand in den Borsäurebehältern sowie die Armaturenstellung sind zu überwachen.

- Die Funktionssicherheit des Systems ist nachzuweisen.

- **Bewertung**

Das HD-Havarieboreinspeisesystem erfüllt bezüglich Einzelfehler, Anordnung, Anlagenkonstruktion, Notstromversorgung, Instrumentierung und Auslegung gegen Erdbeben und Explosionsdruckwelle die an eine Sicherheitseinrichtung zu stellenden Anforderungen.

Es ist außerhalb des Containments in einem Bereich des Reaktorgebäudes angeordnet, der einen Schutz gegen die Belastungen eines Flugzeugabsturzes lediglich durch räumliche Trennung gewährleistet. Es ist daher nachzuweisen, daß das HD-Havarieboreinspeisesystem bei einem Flugzeugabsturz infolge induzierter Erschütterungen nicht unzulässig beschädigt wird (E 2.7-1).

Eine Beurteilung der Funktionssicherheit des Systems kann nicht erfolgen, da entsprechende Unterlagen, insbesondere auch zur bisherigen Betriebserfahrung, nicht vorliegen (E 6.2-2).

Zur Beherrschung bestimmter Störfälle (siehe Tabelle 6.1-1) ist das Druckhaltersprühen erforderlich. Diese Funktion kann gegenwärtig nur vom Zuspeisesystem wahrgenommen werden, das nicht den Anforderungen an Sicherheitseinrichtungen entspricht. Es wird empfohlen, eine Verbindung vom HD-Havarieboreinspeisesystem zur Sprühleitung des Druckhalters herzustellen (E 6.2-3).

Zur Erfüllung der Anforderungen an das HD-Havarieboreinspeisesystem entsprechend Tabelle 6.1-1 ist ein geschlossenes Konzept zur Nutzung des Systems zur Störfallbeherrschung zu erarbeiten (E 6.2-4), das auch die erforderliche Automatisierung des Systems beinhaltet (siehe auch Abschnitt 5.1).

6.2.4 Zuspeisesystem

- **Beschreibung des Systems**

Das Zuspeisesystem ist eine sicherheitsrelevante Betriebseinrichtung mit vielfältigen Aufgaben. Ihm ist im Rahmen des Abschaltkonzeptes entsprechend Abschnitt 6.2.1 die Funktion des zweiten unabhängigen Abschaltsystems zugeordnet. Darüber hinaus gehören zu den wichtigsten Aufgaben dieses Systems bei Leistungsbetrieb des Reaktors die Kompensation betrieblicher Leckagen, die Kompensation von Reaktivitätsänderungen, die Gewährleistung der Wasserqualität des Kühlmittels durch Zuspeisung von Reagenzien und die Sperrwasserzufuhr für die Hauptumwälzpumpen sowie die Kompensation von Volumenveränderungen beim An- und Abfahren des Blockes. Außerdem können mit Hilfe der Zuspeisepumpen der Druckhalter bei außer Betrieb befindlichen Hauptumwälzpumpen abgekühlt, die Kernflutbehälter gefüllt und nachgespeist sowie die Dichtheitsprüfung des Primärkreislaufs vorgenommen werden. Zu den Auslegungsanforderungen gehören die Verhinderung einer unkontrollierten Einspeisung von sauberem Kondensat in den Reaktor, die Funktionstüchtigkeit des Systems in allen Fällen des Normalbetriebs und die Möglichkeit der Zuspeisung von Borsäurelösung in den Primärkreislauf bei Transientenstörfällen (Bild 6.3-6).

Unter bestimmten Randbedingungen kann das Zuspeisesystem beim Störfall "Dampferzeugerheizrohrbruch" die Sicherheitsfunktion "Kühlmittelergänzung" und "Herstellung der Unterkritikalität des Reaktors" übernehmen. Der zur Beherrschung dieses Störfalles erforderliche Druckausgleich zwischen Primär- und Sekundärkreislauf wird durch Druckhalterströmen über die Zuspeiseleitung erreicht.

Das System erfüllt die Funktionen Entgasung/Borsäureregulierung, Zuspeisung und Primärkühlmittelausschleusung. Die Hauptkomponenten für die Funktion "Entgasung und Borsäureregulierung" sind zwei Entgaser mit Sammelbehälter mit je 19 m³ Inhalt (Borsäurelösung bzw. sauberes Kondensat) und einem maximalen Durchsatz von 65 t/h. Die Hauptkomponenten für die Funktion "Zuspeisung" sind drei Zuspeiseaggregate. Jedes Zuspeiseaggregat besitzt eine Boosterpumpe (Fördermenge von 110 m³/h bei 0.48 MPa) und eine nachgeschaltete Zuspeisepumpe (Fördermenge von 10 - 60 m³/h bei 17.7 MPa) sowie die Drucklagerkühler der Pumpen. Die Aggregate sind räumlich getrennt angeordnet. Zwei der drei Aggregate werden im Notstromfall

von den unabhängigen 4. und 5. Blockdieseln versorgt, die nicht EVA-sicher sind. Die Hauptkomponente für die Funktion "Primärkühlmittelausschleusung" ist ein im Containment nach dem Regenerativwärmetauscher angeordneter Kühler, der vom Zwischenkühlkreislauf des Reaktorgebäudes gekühlt wird.

Bei Anstehen der Kriterien für ein Leck im Primärkreislauf (siehe Abschnitt 6.4, Tabelle 6.4-1) schließen die Grenzarmaturen sowohl in den Ausschleusungs- als auch in den Zuspeseleitungen. Damit ist das System in einem solchen Fall nicht mehr ohne Handmaßnahmen nutzbar.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Das Zuspeseisystem unterliegt als Abschaltssystem den Anforderungen der KTA-Regel 3103.

- **Bewertung**

Das Zuspeseisystem ist eine Betriebseinrichtung und kann gemäß Abschnitt 6.2.1 als Teil des zweiten Abschaltsystems betrachtet werden. Diese Doppelfunktion ist entsprechend KTA-Regel 3103, Pkt. 4.1 (4), ausdrücklich erlaubt. Es heißt dort: "Die Abschaltssysteme können ganz oder teilweise zur betrieblichen Steuerung herangezogen werden". Auf die Bewertung der Wirksamkeit des Zuspeseisystems als Abschaltssystem wird in Abschnitt 4.1 eingegangen.

Hinsichtlich seines systemtechnischen Aufbaus genügt es grundsätzlich den Anforderungen, die an eine Betriebseinrichtung, ein weiteres Abschaltssystem und an eine Einrichtung zur Kompensation von betrieblichen bzw. kleinen Leckagen und Volumenänderungen im Primärkreislauf gestellt werden. Zur besseren Beherrschung des Störfalls Dampferzeuger-Heizrohrbruch ist das Zuspeseisystem zu ertüchtigen. Dazu gehört kurzfristig u. a. die Automatisierung der dabei erforderlichen Sprühfunktion des Zuspeseisystems im Druckhalter (E 6.2-5). Langfristig muß diese Funktion vom HD-Havarieeinspeisesystem übernommen werden (siehe Abschnitt 6.2.3, E 6.2-3).

6.3 Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen des Primärkreislaufs, des Sekundärkreislaufs und des Containments

6.3.1 Nachwärmeabfuhrsysteme

6.3.1.1 Sicherheitstechnische Anforderungen an die Nachwärmeabfuhrsysteme

Es sind zur Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor die folgenden Sicherheitseinrichtungen vorgesehen:

- Havariekühlsystem
- Gebäudesprühsystem
- Havariespeisewassersystem
- Abblaseregelventile (BRU-A) und Dampferzeugersicherheitsventile im Frischdampfsystem
- Nebenkühlwassersystem A.

Die Nachwärmeabfuhrsysteme sind Teil des Sicherheitssystems und müssen daher den in Abschnitt 6.1.1 aufgeführten Anforderungen genügen.

Für die Systemanalyse wird im Abschnitt 6.1.3 (Tabelle 6.1-1) ausgeführt, welche der o.a. Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung der für das KKW Stendal zu unterstellenden einzelnen Störfälle erforderlich sind. Daraus ergeben sich Anforderungen an ihre störfallbezogene Auslegung. Dies sind insbesondere störfallfeste Auslegung, Notstromversorgung und Auslegung gegen die Belastungen von Einwirkungen von außen. Für die Auslegung der Pumpen, Druckspeicher, Wärmeaustauscher und die Sicherheits- und Entlastungsventile für den Primär- und den Sekundärkreislauf und die Bemessung der Kühlmittelvorräte sind die speziellen Störfallannahmen zu beachten. Weitere detaillierte Anforderungen an die Auslegung der Nachwärmeabfuhrsysteme sind in der KTA-Regel 3301 enthalten. Bei der Analyse der Systemfunktionen ist auch auf die mögliche gegenseitige Beeinflussung betrieblicher und sicherheitstechnischer Funktionen sowie unterschiedlicher sicherheitstechnischer Funktionen zu achten.

6.3.1.2 Zusammenwirken der Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsrelevanter Betriebseinrichtungen zur Nachwärmeabfuhr im KKW Stendal bei Anforderung

Während des Leistungsbetriebs werden kleine Kühlmittelverluste, wie Leckagen, Probenentnahmen u.ä. durch das Zuspaisystem (Volumenregelsystem) ausgeglichen. Bei Kühlmittelverlusten, die vom Zuspaisystem nicht mehr kompensiert werden können, geht das Havariekühlsystem (Not- und Nachkühlsystem) automatisch in Betrieb. Bei größeren Kühlmittelverlusten spricht außerdem das Gebäudesprühsystem (Sprinklersystem) an. Es dient dem Druckabbau im Containment und unterstützt die Nachwärmeabfuhr. Das Havariekühlsystem und das Gebäudesprühsystem besitzen einen gemeinsamen Sumpf und müssen bei der Bemessung der Kühlmittelvorräte zusammen berücksichtigt werden.

Die Nachwärme aus dem Reaktor wird in der ersten Abkühlphase über den Sekundärkreislauf abgeführt. Dazu dienen auf der Speisewasserseite das Hilfs- oder das Havariespeisewassersystem (Notspeisewassersystem) und auf der Frischdampfseite die Frischdampfumleitstation (BRU-K), die Abblaseregelventile (BRU-A) oder kurzzeitig auch die Dampferzeugersicherheitsventile. Im Langzeitabkühlbetrieb des Blockes wird die Nachwärme des Reaktors im Zustand unterkritisch heiß über die sekundärseitig angeordnete Abkühlstation (BRU-SN) und im Zustand unterkritisch kalt über das primärseitig angeordnete ND-Notkühlsystem abgeführt. Das Nebenkühlwassersystem A wird zur Nachwärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf über den Havariekühler und zur Kühlung sicherheitsrelevanter Komponenten benötigt.

Das Havariekühlsystem des KKW Stendal und das Not- und Nachkühlsystem einer bundesdeutschen DWR-Anlage sind in den Bildern 6.3-1 bzw. 6.3-2 schematisch dargestellt. Der wesentliche Unterschied zwischen beiden Konzeptionen besteht darin, daß im KKW Stendal zur Störfallbeherrschung ein Gebäudesprühsystem erforderlich ist und auf einen Zwischenkühlkreislauf in der Nachkühlkette verzichtet wird.

6.3.1.3 Havariekühlsystem (Not- und Nachkühlsystem)

- **Beschreibung des Systems**

Zum Havariekühlsystem gehören das HD-Notkühl-, das Kernflut- und das ND-Notkühlsystem (Bild 6.3-3). Der gemeinsame Havarieborbehälter mit drei Sumpfeinläufen wird dem ND-Notkühlsystem zugerechnet. Das Havariekühlsystem hat vorrangig die Aufgabe, bei Kühlmittelverluststörfällen die Kühlung des Reaktors und die Ergänzung des Primärkühlmittels sowie die langfristige Nachwärmeabfuhr sicherzustellen. Desweiteren unterstützt es die Abschaltssysteme bei der Gewährleistung der Unterkritikalität.

- **HD-Notkühlsystem**

Das HD-Notkühlsystem ist dreisträngig und EVA-sicher aufgebaut. Die Stränge sind räumlich getrennt angeordnet und notstromversorgt. Jeder Strang besitzt einen Vorratsbehälter (Nutzvolumen 15 m³) für konzentrierte Borsäurelösung (40 g/l), der im Containment untergebracht ist. Zur Temperaturhaltung von 55 °C bis 60° C dient eine elektrische Heizung. Die HD-Notkühlpumpen (Förderhöhe 10.8 MPa, Nennfördermenge je Pumpe 160 m³/h) sind unterhalb der Vorratsbehälter für konzentrierte Borsäure außerhalb vom Containment im Reaktorgebäude angeordnet. Die Kühlung der Pumpen erfolgt durch das Nebenkühlwassersystem A. Die Einspeiseleitungen des HD-Notkühlsystems führen auf die Druckseite der Hauptumwälzleitung (Schleifen 1, 3, 4). Bei Normalbetrieb der Reaktoranlage sind die Einspeisearmaturen in den Primärkreislauf und die Armaturen in der Rezirkulationsleitung zum Vorratsbehälter geschlossen. Bei einem Kühlmittelverluststörfall gehen alle drei HD-Notkühlpumpen in Betrieb, die Einspeisearmaturen öffnen sofort und die Rezirkulationsarmaturen öffnen zeitverzögert. Wenn die Fördermenge der HD-Notkühlpumpen 80 m³/h übersteigt, schließen die Rezirkulationsarmaturen. Sind die Vorratsbehälter des HD-Notkühlstranges leer, saugen die HD-Notkühlpumpen aus dem Havarieborbehälter. Bei einem Bruch der Frischdampfleitung wird parallel zum Schließen der Frischdampf-Abschlußarmatur (SSA) das HD-Notkühlsystem automatisch in Betrieb genommen, um die Volumenkontraktion zu kompensieren und die Unterkritikalität des Reaktors zu gewährleisten.

- Kernflutsystem

Das Kernflutsystem ist der passiv arbeitende Teil des Havariekühlsystems. Die Hauptkomponenten sind die vier Kernflutbehälter (Druckspeicher), von denen je zwei heißseitig bzw. kaltseitig einspeisen. Die vier Stränge sind paarweise räumlich getrennt im Containment (Sicherheitsbehälter) angeordnet. Jeder Behälter hat ein Nennvolumen von 60 m³ und ist mit 50 m³ Borsäurelösung (Konzentration von 16 g/l) gefüllt, die mit einer elektrischen Heizung auf einer Temperatur von 55 °C gehalten wird. Das Stickstoffpolster im Kernflutbehälter hat einen maximalen Druck von 5.89 MPa. In den Einspeiseleitungen DN 300 zum Reaktor befinden sich zwei in Reihe angeordnete schnellschließende Armaturen, die über eine Verriegelung bei abgesenktem Füllstand im Kernflutbehälter für eine gasdichte Absperrung der Behälter zum Primärkreislauf sorgen, sowie zwei in Reihe angeordnete Rückschlagklappen. Die Druckabsicherung jedes Kernflutbehälters erfolgt durch zwei Sicherheitsventile. Die Einspeisearmaturen in den Reaktor sind bei Normalbetrieb offen.

Fällt bei einem Störfall der Druck im Primärkreislauf unter 5.89 MPa, wird Borsäurelösung in den Reaktor eingespeist.

- ND-Notkühlsystem

Der Havarieborbehälter (630 m³ Borsäurelösung, Borsäurekonzentration 16 g/l) ist für das gesamte Havariekühlsystem nur einmal vorhanden. Er ist als tiefster Raum des Containments angeordnet und besitzt drei Sumpfeinläufe. Der Havarieborbehälter ist doppelwandig ausgeführt und besitzt ein Leckkontrollsystem. Aus dem Behälter führen drei Entnahmeleitungen zu den Havariekühlern (Nachwärmekühler). Sie sind als Einfachrohrleitungen ausgeführt und besitzen in ca. 12 m Abstand vom Havarieborbehälter jeweils eine Absperrarmatur.

Das ND-Notkühlsystem ist dreisträngig und EVA-sicher aufgebaut. Die Stränge sind räumlich getrennt angeordnet und notstromversorgt. Jeder Strang besitzt einen Havariekühler (Heizfläche 790 m², Kühlmiteleintritts-/austrittstemperatur 150 °C/ 60 °C) und eine ND-Notkühlpumpe (Förderhöhe 2.25 MPa, Nennfördermenge 750 m³/h). Die Havariekühler sind unterhalb des Havarieborbehälters außerhalb des Containments angeordnet. Um eine unzulässige Abkühlung des Notkühlmediums durch den Havariekühler zu vermeiden (Sprödbruchgefährdung des Reaktorgefäßes bei Kaltwas-

sereinspeisung), kann ein Teil des Notkühlmediums über eine Bypassstrecke um den Havariekühler geführt werden. Die ND-Notkühlpumpen speisen bei einem Primärkühlmitteldruck kleiner 2.2 MPa in den Primärkreislauf. Bei einem Primärkühlmitteldruck größer 2.2 MPa im Primärkreis wird die Borsäurelösung über eine Rezirkulationsleitung auf die Pumpensaugseite gefördert. Die Kühlung von Havariekühler und ND-Notkühlpumpe erfolgt durch das Nebenkühlwassersystem A. Die Einspeiseleitungen von den ND-Notkühlsträngen binden in die Leitungen der Kernflutbehälter ein (Stränge 2 und 3 jeweils in die Leitungen, die oberhalb und unterhalb des Reaktorkerns einspeisen) bzw. in den heißen und kalten Teil der Schleife 1 (Strang 1).

Die Havariekühler und die ND-Notkühlpumpen werden auch bei niedrigen Primärkreislaufparametern (Abfahrbetrieb auf den Reaktorzustand unterkritisch kalt, Stillstand) zur langfristigen Nachwärmeabfuhr benutzt. Dazu gibt es eine Verbindungsleitung (Abkühlleitung) zwischen dem kalten Strang der Schleife 4 und der Sumpfsaugleitung jedes ND-Notkühlstranges.

Bei Reaktorbetrieb sind die Einspeisearmaturen des ND-Notkühlsystems geschlossen und müssen bei entsprechenden Störfällen über Verriegelungen geöffnet werden. Bei einem Leck im Primärkreislauf hat das ND-Notkühlsystem die Aufgabe, die Nachwärmeabfuhr und die Unterkritikalität des Reaktors bei niedrigen Primärkreislaufparametern zu gewährleisten.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die wesentlichen Bewertungsmaßstäbe werden im Abschnitt 6.3.1.1 beschrieben. Außerdem wird in den Sicherheitskriterien des BMI in den Kriterien 4.2 und 4.3, Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverluststörfällen, gefordert, daß die Einspeisekapazität des Havariekühlsystems bei Instandhaltungsvorgängen in einer Redundanz und gleichzeitigem Einzelfehler in einer weiteren Redundanz zur Störfallbeherrschung ausreicht. Auch die RSK-Leitlinien fordern im Kapitel 22, Systeme zur Wärmeabfuhr nach Störfällen, die Gewährleistung der Unterkritikalität im Langzeitbetrieb, redundante, nicht vermaschte Stränge (gemeinsame Komponenten unter vorgegebenen Bedingungen möglich), Untersuchung der Wirkung von Leckagen in Havariekühlern und Dampferzeugern (Unterkritikalität und Wasservorrat), Schutz vor Störfallfolgen, HD-Notkühleinspeisung bei Sumpfbetrieb u. a.. Bei der Notkühlberechnung darf das zur

Bruchstelle geförderte Wasser nicht für die Kühlung des Kerns berücksichtigt werden.

- **Bewertung**

Das Konzept des Havariekühlsystems wurde dahingehend überprüft, inwieweit es den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerkes genügt. Es konnten folgende positive Merkmale festgestellt werden:

- Das Havariekühlsystem hat beim bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage keine funktionale Verbindung zum Beckenkühlsystem.
- Das HD-Notkühlsystem ist so ausgelegt, daß die HD-Notkühlpumpen nach Entleerung der strangzugeordneten Behälter aus dem gemeinsamen Havarieborbehälter ansaugen können.
- Die Borsäurelösung in allen Vorratsbehältern des Havariekühlsystems ist durchgängig auf 55 °C bis 60 °C vorgewärmt, wodurch die Sprödbbruchgefährdung des Reaktordruckgefäßes verringert wird.

Folgende wesentliche Schwachstellen und Differenzen zum bundesdeutschen Regelwerk wurden bei der Analyse festgestellt:

- Ein ausreichender Redundanzgrad des Havariekühlsystems ist nicht für alle Systemzustände und Störfälle gegeben. Bei unterstelltem Einzelfehler und zusätzlichem Reparaturfall ist bei ungünstiger Bruchlage (Speisen auf das Leck) eine ausreichende Kernkühlung nicht gewährleistet (siehe Abschnitt 5.1.2.1, Empfehlung E 5.1-3).
- In der KTA-Regel 3301, Pkt. 4.4, Bemessung der Kühlmittelvorräte, wird die Bemessung der Kühlmittelvorräte unter Beachtung der Versagungsannahmen und Redundanzforderungen gefordert. Für das Havariekühlsystem und das Gebäudesprühsystem steht nach Leerung der strangweise zugeordneten 15-m³-Behälter des HD-Notkühlsystems nur der gemeinsame Havarieborbehälter mit seinen drei Sumpfeinläufen für alle drei Stränge des Havariekühlsystems zur Verfügung. Ein Teil der Wassermenge, die bei einem Leckstörfall in das Containment (Sicherheitsbehälter) gelangt, verbleibt im Containment und steht als Umlaufmenge nicht mehr zur Verfügung. Die Verlustmenge ist von der Leckgröße und vom Leckort abhängig. Nach /MRE 92/ liegen von

Inbetriebnahmeversuchen bei WWER-1000-Blöcken Messungen über die Verlustmengen vor. Sie sollen etwa 80 m³ betragen. Dieser Wert ist zu belegen und zusätzlich der Nachweis ausreichender Wassermengen im Havarieborbehälter in allen Störfallphasen zu erbringen (E 6.3-1).

- An den Containmentsumpf (Ansaugöffnung, Rückhaltung von Isoliermaterial, Ansaugleitung) werden in der KTA-Regel 3301, Pkt. 6.2.2, spezielle Konstruktionsanforderungen gestellt. Aufgrund fehlender Unterlagen ist der Nachweis der Funktionsfähigkeit und Wirksamkeit der Sumpfabdeckung sowie der zugehörigen Filtereinrichtungen gemäß KTA-Regel 3301, Pkt. 6.2.2 zu erbringen (E 6.3-2).
- Für den Havarieborbehälter kann als passive Komponente der Einzelfehler ausgeschlossen werden, wenn er den Pkt. 5.2.2.2 der KTA-Regel 3301 (spezielle Anforderungen z.B. an den Werkstoff) erfüllt. Das gleiche gilt für die Anschlußleitungen an den Behälter, nämlich die Saugleitungen der Stränge des Havariekühlsystems 3 x DN 600, die Zulaufleitungen zur speziellen Wasseraufbereitung SWA IV 3 x DN 100 sowie die Vorlaufleitung DN 150 für die Behälteraufwärmung). Die Dichtheitsüberwachung sowohl des Behälters als auch der Anschlußleitungen erfolgt über Höhenstandsmessungen in den Sumpfablaufleitungen zum Havarieborbehälter. Eine Druckprüfung erfolgt nicht. Für die Anschlußleitungen an den Havarieborbehälter und den Behälter selbst muß die Basissicherheit gemäß KTA-Regel 3301, Pkt. 5.2.2.2 nachgewiesen werden. Damit könnte dann gemäß KTA-Regel 3301, Pkt. 6.2.2.3, ein Wasserverlust bei gleichzeitigem Verlust der Containmentfunktion hinsichtlich der Aktivitätsrückhaltung unter Störfallbedingungen ausgeschlossen werden. Auch wenn die Basissicherheit der Anschlußleitungen an den Havarieborbehälter gegeben sein sollte, wird nach Stand von Wissenschaft und Technik und entsprechend der RSK-Leitlinie 22.1.2 (7) empfohlen, Doppelrohre mit Leckdetektion zwischen Behälter und der Absperrarmatur vorzusehen. Des weiteren wird empfohlen, die Absperrarmatur so nahe wie möglich am Havarieborbehälter anzuordnen (E 6.3-3). Wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung der Absperrung zur Erhaltung des Notkühlwasservorrats wird ein gesonderter Nachweis über die Zuverlässigkeit der Absperrarmatur empfohlen.
- Die Havariekühler werden mit Nebenkühlwasser A gekühlt, das seine Wärme über die Sprühteiche abgibt. Die Druckverhältnisse zwischen beiden Medien

im Havariekühler bei einem Störfall sind nicht eindeutig gerichtet. Sowohl eine Verschmutzungsgefahr für das Havariekühlsystem sowie eine Verdünnung der Borsäurelösung durch Übertritt von Nebenkühlwasser A in die Saugleitung der Havariekühlpumpen als auch ein Aktivitätsaustrag in die Umgebung sind nicht auszuschließen. Es wird daher der Einbau eines Zwischenkühlkreislaufs in der Nachkühlkette empfohlen (E 6.3-4).

- Nach der KTA-Regel 3301, Pkt. 5.4.1 wird gefordert, daß die Einspeiseleitungen des Havariekühlsystems automatisch wirkende Absperrrichtungen besitzen, die in Reihe geschaltet und auf Dichtheit überprüfbar sind. Das bedeutet, daß beim HD- und beim ND-Notkühlsystem die verriegelten Einspeisearmaturen im Normalbetrieb in Stellung "offen" zu halten sind (E 6.3-5) und die Dichtheitsüberwachung der Rückschlagklappen in den Einspeiseleitungen des Havariekühlsystems gegeben sein muß (E 6.3-6).
- Bei kleineren Lecks im Primärkreislauf ist mit einem längeren Rezirkulationsbetrieb zu rechnen. Das führt zu einer Aufheizung der umlaufenden Wassermenge. Es ist zu prüfen, ob die Installation eines Kühlers im Rezirkulationskreislauf zur Einhaltung der Auslegungstemperatur der HD-Notkühlpumpe erforderlich ist (E 6.3-23).
- Teile des Havariekühlsystems sind im Reaktorgebäude außerhalb des Containments angeordnet, wo ein Schutz gegen die Belastungen eines Flugzeugabsturzes lediglich durch räumliche Trennung gewährleistet ist. Es ist daher nachzuweisen, daß die entsprechenden Teile des Havariekühlsystems bei einem Flugzeugabsturz infolge induzierter Erschütterungen nicht unzulässig beschädigt werden (E 2.7-2).
- Im Abschnitt 8.3.3 wird von Ausfällen bzw. Störungen im Havariekühlsystem berichtet und es werden entsprechende Ertüchtigungsvorschläge formuliert. Gemäß BMI-Kriterium 1.1, nach dem grundsätzlich nur zuverlässige Komponenten eingesetzt werden sollen, wird empfohlen, für alle Pumpen des Havariekühlsystems und des Gebäudesprühsystems eine systematische Überprüfung ihrer Betriebsbewährung in anderen WWER-Anlagen durchzuführen (E 6.3-7).

6.3.1.4 Gebäudesprühsystem (Sprinklersystem)

- **Beschreibung des Systems**

Das Gebäudesprühsystem (Bild 6.3-3) wird zur Beherrschung von Leckstörfällen des Primär- und des Sekundärkreislaufes innerhalb des Containments benötigt. Es hat die Aufgabe, während des Störfalles den Druck im Containment so schnell wie möglich abzusenken, bei der Kondensation der Dampf Atmosphäre weitgehend die Spaltprodukte in einer wässrigen Lösung zu binden und einen Teil der Nachwärme abzuführen sowie die Notauffüllung des Abklingbeckens über eine Verbindungsleitung zum Beckenkühlsystem bei Störfällen zu gewährleisten.

Das Gebäudesprühsystem ist dreisträngig und EVA-sicher aufgebaut. Die drei Stränge sind räumlich getrennt angeordnet und notstromversorgt. Sie nutzen den gemeinsamen Havariebehälter (Sumpf) des Havariekühlsystems als Wasserquelle. Jeder Strang besitzt eine Gebäudesprühpumpe (Förderhöhe 1.5 - 0.75 MPa, Fördermenge 210 - 975 m³/h), deren Kühlung durch Nebenkühlwasser A erfolgt, eine Wasserstrahlpumpe (Ejektor), einen Chemikalienbehälter (Volumen 6 m³, Hydrazinhydrat) und einen Gebäudeverteilungsring mit Sprinklerdüsen.

Das Gebäudesprühsystem ist ein Bereitschaftssystem. Im Störfall werden die Gebäudesprühpumpen automatisch in Betrieb genommen und die Armaturen in der Druckleitung der Gebäudesprühpumpe und der Chemikalienlösungszuführungsleitung öffnen ebenfalls automatisch.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Im bundesdeutschen Regelwerk wird die Installation eines Gebäudesprühsystems nicht gefordert. Es werden dafür erhöhte Anforderungen an das Havariekühlsystem und an das sekundärseitige Abkühlen (100 K/h-Abfahren) gestellt. Für die Einhaltung des Containment-Grenzdruckes im Langzeitbereich beim Auslegungsstörfall wird im KKW Stendal dagegen das Gebäudesprühsystem benötigt, um den Energieinhalt der Dampferzeuger der bei einem Kühlmittelverlust-Störfall noch intakten Kreisläufe abzuführen. Dieser wird - anders als bei den Konvoi-Anlagen - beim WWER-1000 durch das ND-Notkühlsystem in das Containment eingebracht, da sich die liegenden

Dampferzeuger auf fast gleicher Höhe mit den Eintritts- und Austrittsstutzen des Reaktordruckgefäßes befinden und vom Notkühlwasser durchströmt werden. Beim KKW Stendal gehört das Gebäudesprühsystem daher von der Anlagenkonzeption her zum Sicherheitssystem. Es muß somit den entsprechenden Anforderungen gemäß Abschnitt 6.3.1.1 genügen. Es muß seinen Aufgaben gemäß (vergleiche auch Abschnitt 6.1.3, Tabelle 6.1-1) störfallfest ausgelegt, notstromversorgt und zudem zur Sicherstellung der langfristigen Nachwärmeabfuhr und der Kühlung des Abklingbeckens EVA-sicher konzipiert sein.

- **Bewertung**

Das System entspricht weitgehend vom Aufbau her den Anforderungen an eine Sicherheitseinrichtung. Die in Abschnitt 6.3.1.3 aufgezeigten Probleme hinsichtlich der Funktion des Havariebehälters berühren jedoch auch die Funktionstüchtigkeit des Gebäudesprühsystems. Es fehlen weiterhin Nachweise für die Wirksamkeit der Sprinklerdüsen für alle Störfallbedingungen einschließlich des Auslegungsdrucks des Containments (E 6.3-8). Es sind eine technische Lösung für periodische Funktionsprüfungen des Gebäudesprühsystems bei Blockleistungsbetrieb bis zur letzten Rückschlagklappe vorzulegen sowie die Zyklen für die Prüfung der Sprinklerdüsen auszuweisen (E 6.3-9).

Teile des Gebäudesprühsystems sind im Reaktorgebäude außerhalb des Containments angeordnet, wo ein Schutz gegen die Belastungen eines Flugzeugabsturzes lediglich durch räumliche Trennung gewährleistet ist. Es ist daher nachzuweisen, daß die entsprechenden Teile des Gebäudesprühsystems bei einem Flugzeugabsturz infolge induzierter Erschütterungen nicht unzulässig beschädigt werden (E 2.7-2).

6.3.1.5 Hilfsspeisewassersystem

- **Beschreibung des Systems**

Das Hilfsspeisewassersystem (Bild 6.3-4) ist eine sicherheitsrelevante Betriebseinrichtung. Es besteht aus zwei elektrisch betriebenen Hilfsspeisepumpen (Fördermenge 200 m³/h, Förderdruck 9.37 MPa), die mit je einem Speisewasserbehälter (Volumen 210 m³, Wasserinhalt 185 m³, Druck 0.588 MPa, Temperatur 164 °C) des Hauptspeisewassersystems und den vier Dampferzeugern verbunden sind. Sie werden automatisch eingeschaltet bei Schutzabschaltung der Turbinenspeisewasserpumpen und bei Absenkung des Füllstandes eines beliebigen Dampferzeugers bis auf 220 mm unter Normalfüllstand. Die Motoren der Hilfsspeisewasserpumpen werden im Notstromfall vom vierten und fünften Blockdiesel versorgt.

Für das Abfahren des Blockes werden nach Reaktorschnellabschaltung für ca. zehn Minuten beide Hilfsspeisewasserpumpen benötigt. Im Notstromfall werden die Dampferzeuger über die Hilfsspeisewasserpumpen mit warmem Wasser bespeist, wodurch eine Thermoschockwirkung für den Dampferzeuger vermieden wird.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Für sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen gibt es keine gesonderten sicherheitstechnische Anforderungen.

- **Bewertung**

Das Hilfsspeisewassersystem dient der Nachwärmeabfuhr nach Reaktorschnellabschaltung. Es ist zwar nicht redundant und EVA-sicher ausgelegt, wird aber durch den vierten und fünften Blockdiesel notstromversorgt. Außer bei Störfällen mit Einwirkungen von außen ist das Hilfsspeisewassersystem somit eine vorgelagerte Einrichtung für das Havariespeisewassersystem. Durch die Bespeisung der Dampferzeuger mit warmem Wasser durch das Hilfsspeisewassersystem nach Reaktorschnellabschaltung werden Folgefehler durch Temperaturschocks vermieden.

6.3.1.6 Havariespeisewassersystem

- **Beschreibung des Systems**

Das Havariespeisewassersystem (Bild 6.3-4) ist eine Sicherheitseinrichtung mit einer Pumpenleistung von 3 x 100%. Es ist EVA-sicher und notstromversorgt. Es ist im Reaktorgebäude angeordnet und besteht je Strang aus einem Havariespeisewasserbehälter (500 m³), einer Havariespeisewasserpumpe (Nennfördermenge 150 m³/h; Förderhöhe 9.56 MPa) mit Mindestmengenleitung, Speisewasserreglern vor den Dampferzeugern und verbindenden Rohrleitungen. Der Wasservorrat eines Havariespeisewasserbehälters reicht für die Nachwärmeabfuhr während ca. fünf Stunden /MRE 92/. Strang 1 des Havariespeisewassersystems kann auf Dampferzeuger 2 und Dampferzeuger 4, bzw. nach Umschaltung auf Dampferzeuger 1 und 3 speisen. Strang 2 fördert auf Dampferzeuger 1 und 4 und Strang 3 auf Dampferzeuger 2 und 3. Die Havariespeisewasserbehälter aller drei Stränge sind in einem Raum im Containment angeordnet und untereinander verbunden.

Das Havariespeisewassersystem geht automatisch beim Ansprechen der Leckkriterien für den Primär- und den Sekundärkreislauf sowie im Notstromfall in Betrieb. Beim Unterschreiten festgelegter Füllstandsgrenzwerte in den einzelnen Dampferzeugern werden die Mindestmengenleitungen der entsprechenden Havariespeisewasserpumpen geschlossen und die Dampferzeuger mit nicht gesondert vorgewärmtem Havariespeisewasser beaufschlagt. Zum Betrieb des Havariespeisewassersystems werden das Nebenkühlwassersystem A (Pumpen- und Motorkühlung), das Deionatsystem (Nachspeisen in den Havariespeisewasserbehälter frühestens nach zehn Stunden in Abhängigkeit vom Störfallverlauf und unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers), die Notstromversorgung und die Leittechnik benötigt.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die wesentlichen Anforderungen an das Havariespeisewassersystem werden im Abschnitt 6.3.1.1 festgehalten. In der KTA-Regel 3301 heißt es sinngemäß, daß das Bespeisen der Dampferzeuger bei Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung und bei Störfällen ohne und mit Kühlmittelverlust entsprechend den jeweiligen Betriebs-, Anlagen- und Systemzuständen gewährleistet sein muß. Die Anforderung an

das Havariespeisewassersystem als Teil des Notstandssystems sind in der RSK-Leitlinie 22.2 zusammengefaßt. Demnach sind eine störfallfeste Ausführung, die Versorgung mit Notstrom und eine Auslegung gegen die Belastungen aus Einwirkungen von außen gefordert.

- **Bewertung**

Die Konzeptanalyse des Havariespeisewassersystems ergab eine sinngemäße Übereinstimmung mit den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerks hinsichtlich der systemtechnischen Auslegung. Differenzen gibt es bei der räumlichen Anordnung der Havariespeisebehälter (alle drei Behälter sind in einem Raum aufgestellt) und der teilweisen Vermaschung der Einspeiseleitungen. Unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers reicht der Wasservorrat der Havariespeisewasserbehälter ohne Nachspeisung für ca. zehn Stunden. Nicht berücksichtigt sind dabei das Speisen aufs Leck und der Reparaturfall. Die Anforderungen an das Havariespeisewassersystem als Notstandssystem werden somit nicht erfüllt (siehe auch Abschnitt 6.3.1.9). Wenn der Nachweis nicht geführt werden kann, daß bei einem Leck in einem Havariespeisewasserbehälter die Funktionsfähigkeit des Restsystems unbeeinträchtigt bleibt, sind die Havariespeisewasserbehälter strangweise räumlich getrennt anzuordnen (E 6.3-10). Teile des Havariespeisewassersystems sind im Reaktorgebäude außerhalb des Containments angeordnet, wo ein Schutz gegen die Belastungen eines Flugzeugabsturzes lediglich durch räumliche Trennung gewährleistet ist. Es ist daher nachzuweisen, daß die entsprechenden Teile des Havariespeisewassersystems bei einem Flugzeugabsturz infolge induzierter Erschütterungen nicht unzulässig beschädigt werden (E 2.7-2).

6.3.1.7 Frischdampfsystem mit Abblaseregelventilen (BRU-A), Dampferzeugersicherheitsventilen und Frischdampf-Abschlußarmaturen (SSA)

- **Beschreibung des Systems**

Das Frischdampfsystem (Bild 6.3-4) ist eine Betriebseinrichtung (Frischdampfdruck 5.9 MPa, Frischdampftemperatur 274 °C), das auch sicherheitstechnische Aufgaben zu erfüllen hat. Das Frischdampfsystem umfaßt die vier Dampferzeuger, die

Frischdampfleitungen, die Dampfumleitstation BRU-K und die Abkühlanlage. Als Sicherheitseinrichtungen enthält es die Abblaseregelventile (BRU-A), die Dampferzeugersicherheitsventile und die Frischdampf-Abschlußarmaturen (SSA).

Im Normalbetrieb des Blockes versorgen die Dampferzeuger die Turbine mit Frischdampf. Beim An- und Abfahren des Blockes wird der Überschußdampf der Dampferzeuger über die Umleitstation BRU-K in den Maschinenkondensator geleitet. Die Umleitstation BRU-K ist eine sicherheitsrelevante Betriebseinrichtung. Außer bei Einwirkungen von außen ist sie die bestimmungsgemäße Einrichtung für die Nachwärmeabfuhr. Beim Lastabwurf der Turbine auf Eigenbedarf ist sie eine notwendige Komponente. Sie ist nicht notstromversorgt. Kurze Zeit nach Reaktorschnellabschaltung kann auch die Eigenbedarfsreduzierstation BRU-SN den Dampf der Dampferzeuger über den technologischen Kondensator abführen. Bei Versagen der betrieblichen Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr kommen die Sicherheitseinrichtungen zum Einsatz.

Zu den Sicherheitseinrichtungen des Frischdampfsystems zur Gewährleistung der Nachwärmeabfuhr gehören die Abblaseregelventile BRU-A und die Sicherheitsventile der Dampferzeuger.

- Abblaseregelventile BRU-A

Es gibt vier Abblaseregelventile BRU-A (Öffnungsdruck 7.26 MPa, Schließdruck 6.28 MPa, Durchsatz 4 x 900 t/h). Sie sind notstromversorgt und EVA-sicher. Nach Versagen der Umleitstation BRU-K und der Eigenbedarfsreduzierstation BRU-SN leiten sie den Dampf druckreduziert in die Atmosphäre. Sie können automatisch oder von Hand gesteuert werden. In Stellung Automatik wird der Abkühlvorgang über die Abkühlgeschwindigkeit geregelt. Die BRU-A besitzen keine vorgelagerten Absperrarmaturen, die bei einem fehlerhaften Offenbleiben geschlossen werden können.

- Sicherheitsventile der Dampferzeuger

Jeder Dampferzeuger hat in der abgehenden Frischdampfleitung zwei Sicherheitsventile (Öffnungsdruck 8.34 MPa, Schließdruck 6.97 MPa, Durchsatz je 900 t/h). Sie sind EVA-sicher angeordnet. Sie können auch von Hand von der Blockwarte betätigt werden. Jedes Sicherheitsventil ist einem unterschiedlichen Strang der

Notstromversorgung zugeordnet. Der dritte für die Dampferzeugersicherheitsventile nicht genutzte Notstromstrang wird für das entsprechende Abblaseregelventil BRU-A des jeweiligen Dampferzeugers verwendet.

- Frischdampf-Abschlußarmaturen (SSA)

Die schnellschließenden FD-Abschlußarmaturen (SSA) sind in den Frischdampfleitungen hinter den Dampferzeugern angeordnet. Sie sind notstromversorgt und EVA-sicher. Sie werden durch die Anregekriterien "Druckänderungsgeschwindigkeit im Dampferzeuger hoch" und "Differenz der Sättigungstemperaturen zwischen Primärkreislauf und Sekundärkreislauf hoch" aktiviert, um bei einem Leck im Frischdampfsystem die Dampferzeuger zu isolieren.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die wesentlichen Bewertungsmaßstäbe sind in Abschnitt 6.3.1.1 beschrieben. In der KTA-Regel 3301 heißt es zusammenfassend, daß das Abblasen des im Dampferzeuger entstehenden Dampfes beim Ausfall der betrieblichen Hauptwärmesenke bei Störfällen ohne und mit Kühlmittelverlust und bei Einwirkungen von außen entsprechend den jeweiligen Betriebs-, Anlagen- und Systemzuständen gewährleistet sein muß. Eine detaillierte Aufstellung der Anforderungen an die Abblaseregelventile BRU-A bzw. an die Dampferzeugersicherheitsventile zur Störfallbeherrschung enthält Abschnitt 6.1.3 (Tabelle 6.1-1).

- **Bewertung**

Die Konzeptanalyse der sicherheitstechnischen Einrichtungen des Frischdampfsystems ergab eine prinzipielle Übereinstimmung mit dem bundesdeutschen Regelwerk hinsichtlich der systemtechnischen Auslegung. Nach einer Reaktorschnellabschaltung erfolgt im Normalfall die Nachwärmeabfuhr mit den bestimmungsgemäßen Betriebseinrichtungen. Bei Einwirkungen von außen und im Notstromfall stehen zur Nachwärmeabfuhr nur noch die Abblaseregelventile BRU-A und die Sicherheitsventile der Dampferzeuger zur Verfügung. Durch die getrennte Nutzung aller drei Notstromstränge für die beiden Dampferzeugersicherheitsventile und das Abblaseregelventil

BRU-A eines Dampferzeugers wurde eine unabhängige 3 x 100 % - Auslegung für die Dampfabführung aus jedem Dampferzeuger im Störfall erreicht.

Die Sicherheitseinrichtungen des Frischdampfsystems sind gemeinsam mit den Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Raum A 820 der Äußeren Umbauung (siehe Bild 2.1-2) des Containments (Höhe 28 m) ohne räumliche Trennung untergebracht. Beim Versagen von Rohrleitungen sind Folgeschäden nicht auszuschließen. Deshalb ist die Basissicherheit der Rohrleitungen und Komponenten nachzuweisen (E 6.3-11). Der Raum A 820 ist unzureichend gegen Einwirkungen von außen geschützt. Der Raum A 820 ist entsprechend nachzurüsten und eine räumliche Trennung der Systeme vorzunehmen, sofern für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen die Basissicherheit nicht nachweisbar ist (E 6.3-12). Das Fehlöffnen der Abblaseregelventile BRU-A oder ihr unerwünschtes Offenbleiben nach Anforderung können zum auslösenden Ereignis werden, da sie nicht absperrbar sind. Es fehlt eine Absperrarmatur vor jedem Abblaseregelventil BRU-A (E 6.3-13).

6.3.1.8 Nebenkühlwassersystem A und Zwischenkühlkreislauf Reaktorgebäude

- **Beschreibung des Systems**

Die Aufgabe des Systems besteht in der sicheren Abführung der in den sicherheitsrelevanten Kühlstellen anfallenden Wärme bei allen Betriebszuständen des Reaktors. Zur Erfüllung dieser Funktion, insbesondere bei Störfällen, ist das System NKW-A analog zu den zu versorgenden Sicherheitseinrichtungen dreisträngig ausgelegt. Die Stränge sind weitgehend räumlich getrennt angeordnet und EVA-sicher. Eine Ausnahme ist der Kreuzungspunkt der Vorlaufleitungen zweier Stränge im Außenbereich bei Mehrblockanlagen (Bild 6.3-7).

Zu jedem der drei Stränge des Systems Nebenkühlwassersystems A gehören in Fließrichtung

- ein Sprühbecken mit einer Oberfläche von ca. 5000 m² (Abmessungen 71 m x 75 m) und mit einem Wasservolumen von mindestens 2810 m³ und höchstens 8776 m³,

- zwei Heberleitungen, die für je 100 % Leistung ausgelegt sind, mit den zugehörigen Wasserstrahlpumpen,
- ein Entnahmebauwerk mit Grobreinigungsanlagen und anschließender erdverlegter Gefälleleitung zum
- Notstromgebäude mit
 - einer Pumpenansaugkammer mit Feinreinigungsanlagen,
 - zwei Nebenkühlwasserpumpen (eine in Betrieb, eine in Reserve) mit einer Nennfördermenge von 3600 m³/h bei einer Förderhöhe von 0.5 MPa und
 - den Verbrauchern Notstromdiesel, Verdichteranlage und Klimaanlage,
- Verbraucher im Reaktorgebäude (Havariekühler, Zwischenkühlkreislauf-Kühler für Anlagen im Reaktorgebäude, Beckenkühler, Kühler für das Zuspeisesystem, Lüftungsanlagen, Notkühlpumpen, Gebäudesprühpumpe, Havariespeisewasserpumpe),
- ein Schieberbauwerk mit Armaturen zur automatischen Umschaltung von Becken- auf Sprühbetrieb in Abhängigkeit von der Kaltwassertemperatur und
- 30 Einzeldüsen mit einem Durchsatz von je ca. 100 m³/h, die in das Sprühbecken sprühen.

Zwischen den Entnahmebauwerken und den Notstromgebäuden sind die NKW-A-Saug- und Druckleitungen erdverlegt. Der Strang 2 ist nördlich des Maschinenhauses und die Stränge 1 und 3 sind in 40 m Abstand südlich der Reaktorgebäude trassiert. Diese Leitungen sind als Sammelleitungen für mehrere Blöcke konzipiert. Dadurch kreuzen die Anschlußleitungen von den Sammelleitungen des Stranges 1 zum Notstromgebäude Block A die Sammelleitungen des Stranges 3 zu den weiteren Blöcken.

Die drei Stränge sind auch bei Leistungsbetrieb des Reaktors ständig in Betrieb, um die in diesem Betriebsfall benötigten Verbraucher zu kühlen. Die Verdunstungs- und Sprühverluste der Becken werden durch eine Zusatzwasserversorgung mit max. 225 m³/h aufbereitetem Havelwasser kompensiert. Bei Ausfall dieser Versorgung ist eine Notversorgung aus der Elbe möglich. Um im Winterbetrieb die Kaltwassertemperatur nicht unter 5 °C absinken zu lassen, sind zwischen Entnahmebauwerk und

Pumpstation-Heizungen installiert, die mit Rücklaufwasser aus dem Heiznetz mit $t_R = 70\text{ °C}$ gespeist werden. Die benötigten Elektroenergie-Verbraucher des Systems sind notstromversorgt.

Der Zwischenkühlkreislauf im Reaktorgebäude dient nur der Kühlung von Verbrauchern nichtsicherheitsrelevanter Systeme, die radioaktive Medien führen. Er wird von den Strängen 1 und 2 des Nebenkühlwassersystems A gekühlt.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Das Nebenkühlwassersystem A ist Teil der Nachwärmeabfuhrsysteme und muß den in Abschnitt 6.3.1.1 aufgeführten Anforderungen genügen. Danach sind die einzelnen Stränge räumlich getrennt anzuordnen, mit Notstrom zu versorgen und EVA-sicher auszulegen.

Für die Kühlstellen der Sicherheitseinrichtungen werden nach der KTA-Regel 3301 grundsätzlich zwei Aktivitätsbarrieren gefordert. Als erste Barriere kann eine passive Komponente (Wärmeaustauscher), als zweite Barriere eine zweite passive Komponente oder eine entsprechende Druckstaffelung vorgesehen werden. Eine entsprechende Überwachung der Kühlstränge auf Leckagen und auf Aktivität ist gemäß KTA-Regel 1504 vorzusehen.

- **Bewertung**

Das Nebenkühlwassersystem A hat betriebliche und sicherheitstechnische Aufgaben. Die meisten Kühlstellen werden direkt ohne Zwischenkühlstellen beaufschlagt. Die Erfüllung der Forderungen nach KTA-Regel 3301, Pkt. 5.4.2 (Aktivierungsbarrieren zur Wärmesenke) ist nicht gegeben. Deshalb ist für alle sicherheitstechnisch relevanten Kühlstellen ein nuklearer Zwischenkühlkreislauf zu installieren (E 6.3-4). Es muß der Nachweis geführt werden, daß unter den Bedingungen der Auslegungsstörfälle ausreichende Wasservorräte in den Sprühbecken des Nebenkühlwassersystems A vorhanden sind. Ist dies nicht möglich, ist die Zusatzwasserversorgung nach den KTA-Regeln für die Sicherheitsversorgungssysteme auszulegen (E 6.3-14).

Im Außenbereich muß eine Sicherung der Kreuzungspunkte der Nebenkühlwasser-A-Leitungen der drei Stränge gegen Einwirkungen von außen vorgenommen werden, wenn Mehrblockanlagen zum Einsatz kommen (E 6.3-15).

Die durchgängige EVA-Sicherheit des Nebenkühlwassersystems A muß nachgewiesen werden (E 6.3-16).

6.3.1.9 Notstandssystem

- **Beschreibung des Systems**

Im Projekt des KKW Stendal ist kein Notstandssystem vorgesehen. Es ist zu prüfen, inwieweit andere Systeme die Aufgabe eines Notstandssystems übernehmen können.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Das Notstandssystem ist ein weiteres System zur Nachwärmeabfuhr. Es unterliegt damit grundsätzlich den in Abschnitt 6.3.1.1 aufgeführten Anforderungen. Die zusätzlichen Anforderungen an ein Notstandssystem sind in der RSK-Leitlinie 22.2 (Notstandssystem) festgelegt. Das Notstandssystem hat die Aufgabe, bei Funktionsuntüchtigkeit der Blockwarte die Anlage ohne Handeingriff in einen sicheren Zustand zu überführen und mindestens zehn Stunden zu halten. Darüber hinaus muß die Anlage mit Hilfe des Notstandssystems durch Abblasen auf der Sekundärseite in einen Zustand gebracht werden können, der die anschließende Nachwärmeabfuhr über das ND-Notkühlsystem erlaubt. Das Notstandssystem soll vor allem folgenden sicherheitstechnischen Anforderungen genügen:

1. Das Notstandssystem muß gegen äußere Einwirkungen und Einwirkungen Dritter geschützt sein.
2. Es muß eine konsequente Trennung zwischen Notstandssystem und anderen Systemen bestehen, d.h. auch, daß eine eigene Energieversorgung für das Abfahren der Anlage und eine systemeigene Kühlkette vorhanden sein müssen.

- **Bewertung**

Das KKW Stendal enthält Elemente eines Notstandssystems. Für den Ausfall der Blockwarte steht eine Reservewarte zur Verfügung, mit der der Block abgefahren, in den sicheren Zustand gebracht und mindestens zehn Stunden gehalten werden kann /MRE 92/. Es existieren ein Havariespeisewassersystem, Abblasregelventile BRU-A und das zur Langzeitrückwärmeabfuhr genutzte ND-Notkühlsystem des Primärkreislaufs. In den folgenden Punkten erfüllen die Sicherheitseinrichtungen nicht die Anforderungen an ein Notstandssystem:

1. Die Autarkie der oben aufgeführten Einrichtungen ist nicht gegeben.
2. Die Havariespeisewasserbehälter stehen in einem Raum.
3. Die Havariespeisewasserpumpen werden nicht über eine systemeigene Kühlkette gekühlt.
4. Die Frischdampfleitungen und -einrichtungen sind in wesentlichen Bereichen nicht basissicher und nicht EVA-sicher.
5. Es existiert keine separate Versorgung mit elektrischer Energie nach Ausfall der Notstromversorgung zur Erfüllung der oben genannten Forderungen bezüglich Abfahren und Halten in einem sicheren Zustand.

Es kann deshalb festgestellt werden, daß kein Notstandssystem existiert, das den konzeptionellen Forderungen des bundesdeutschen Regelwerkes entspricht. Deshalb muß ein Notstandssystem nachgerüstet werden (E 6.3-17).

6.3.2 Druckabsicherung des Primärkreislaufs

- **Beschreibung des Systems**

Das betriebliche Druckhaltesystem des Primärkreislaufs hat die Aufgabe, den Druck im Primärkreislauf bei verschiedenen Betriebszuständen herzustellen, aufrechtzuerhalten und zu begrenzen. Es ist im Containment angeordnet. Die wichtigste

Komponente des Systems ist der Druckhalter mit seinen Hilfssystemen. Er ist ein Behälter mit einem Volumen von 79 m^3 (davon 55 m^3 Wasser, 24 m^3 Dampf), der nicht absperrbar mit dem heißen Strang einer Schleife verbunden ist. Bei Kühlmitteldruckerhöhung und in Betrieb befindlichen Hauptumwälzpumpen erfolgt automatisch das Druckhaltersprühen mit Kühlmittel aus dem kalten Strang einer Schleife. Bei abgeschalteten Hauptumwälzpumpen wird in diesem Fall mit den Zuspaisepumpen "kaltes" Kühlmittel über die Abkühlleitung in den Druckhalter gefördert und versprüht. Bei Druckabfall im Primärkreislauf wird das Inhaltswasser des Druckhalters mit einer elektrischen Heizung (max. Leistung 2520 kW) aufgeheizt.

Beim Ausfall des Druckhaltersprühens kann der Druck im Primärkreis bis zum Ansprechdruck der Sicherheitsventile steigen. Am Druckhalter sind drei Impuls-Sicherheitsventile DN 50 mit einem Nenndurchsatz von je 50 kg/s Dampf installiert. Die Sicherheitsventile sind notstromversorgt. Die Ansprechdrücke der Sicherheitsventile sind gestaffelt. Das erste Sicherheitsventil spricht bei 17.9 MPa an, die beiden anderen Sicherheitsventile bei 18.3 MPa . Der Dampf von den Sicherheitsventilen wird über eine Rohrleitung DN 200 in die Wasservorlage des Abblasebehälters (Behältervolumen 30 m^3 , davon 20 m^3 Wasser) geführt. Das Wasser im Abblasebehälter wird über einen Zwischenkühlkreislauf vom Nebenkühlwassersystem A gekühlt. Der Abblasebehälter besitzt eine Berstmembran, die für einen Berstdruck von 0.5 MPa ausgelegt ist und nach acht Sekunden beim 100 %-Einspeisen aller Sicherheitsventile anspricht. Der Abblasebehälter bläst dann in das Containment ab.

- **Bewertungsmaßstäbe**

In der KTA-Regel 3301, Pkt. 4.3.4, wird für Sicherheits- und Entlastungsventile von Primär- und Sekundärkühlmittelsystemen gefordert, daß Ansprech- und Schließdrücke, Öffnungs- und Schließverhalten, Abblasekapazität und Aggregatzustand des abzuführenden Mediums sowie die physikalischen Bedingungen auf der Abblaseseite aus Störfallanalysen abzuleiten sind. In den RSK-Leitlinien, Abschnitt 3.1.4, wird gefordert, daß die Anlage verfahrenstechnisch so auszulegen ist, daß nur bei seltenen Transienten mit hohem Druckanstieg ein Ansprechen der Druckhalterabblaseventile zu erwarten ist und daß die Abblaseventile mit einer Vorabspernung zu versehen sind, die bei fehlerhaftem Offenbleiben des Ventils automatisch schließt.

- **Bewertung**

Die Druckabsicherung des Primärkreislaufs erfolgt über drei Sicherheitsventile mit je 100 % Dampfabblasskapazität. Das zuerst ansprechende Sicherheitsventil wird nicht als Abblaseventil ausgewiesen und besitzt keine Vorabsperrung. Die störfallbezogenen Anforderungen an die Sicherheitsventile (siehe Abschnitt 5.1) verlangen ihre Funktionstüchtigkeit auch bei Abblasen von Zweiphasengemisch. Es ist deshalb ein absperrbares Druckhalter-Abblaseventil zu installieren, das auch Zweiphasen-Gemisch und Wasser abführen kann (E 6.3-18).

Weiterhin ist die Funktionsfähigkeit der Druckhalter-Sicherheitsventile bei der Ableitung von Zweiphasen-Gemisch und Wasser nachzuweisen. Im Falle einer Neuinstallation ist auf diversitäre Ausführung zu achten (E 6.3-19).

6.3.3 Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen des Containments

6.3.3.1 Allgemeine Hinweise und Auslegungsgrundsätze für Systeme mit Bezug auf das Containment KKW Stendal

Die Funktion, der Aufbau, die Berechnung und die Besonderheiten des Containments werden im Abschnitt 7.1 ausführlich behandelt.

Das Containment (Sicherheitsbehälter, SB) des KKW Stendal ist als einschaliges Volldruckcontainment konzipiert. Es stellt wegen der Stahlzellen-Verbundbauweise einen Prototyp dar.

Die Auslegung des Containments erfolgt gemäß den im Technischen Projekt /TEP 81/ und in den Allgemeinen Grundsätzen der Gewährleistung der Sicherheit von KKW /OPB 73/ enthaltenen Kriterien. In diesen Kriterien sind Lokalisierungseinrichtungen, d.h. Einrichtungen zur Rückhaltung und Abscheidung von radioaktiven Stoffen gefordert, die eine Aktivitätsfreisetzung auf zulässige Werte begrenzen.

6.3.3.2 Gebäudeabschluß, Schleusen und Versatzteile

- **Beschreibung des Systems**

Die Verbindung hermetischer (Räume im Sicherheitsbehälter) und nichthermetischer Räume (Räume außerhalb des Sicherheitsbehälters) erfolgt über druckfeste Luken und Schleusen. Das Containment ist mit zwei Schleusen für das Personal (Haupt- und Notschleuse) und einer Materialschleuse, bestehend aus Tor und Luke, ausgestattet. Darüber hinaus gibt es zahlreiche Versatzteile.

Nachfolgende Zusammenstellung aus /SIE 90c/ gibt einen Überblick über Art und Anzahl der Schleusen und Versatzteile in der Containmentwand:

- Containment - Zylinderbereich	
• Hauptschleuse	1
• Havarieschleuse	1
• Rohrversatzteile	71
• Lüftungsversatzteile (TL 22/42 Ab-/Zuluft und TL 21/41 Ab-/Zuluft für Reparaturzwecke)	
• Kabelversatzteile	864
- Containment - Decke + 13.20 m	
• Transportluke	1
• Rohrversatzteile	82
• Kabelversatzteile	21

Rohrleitungs- und Kabelverbindungen durch das Containment sind als hermetische Versatzteile ausgeführt. Alle durch die Containmentwandung führenden Rohrleitungen verfügen über mindestens zwei, vorwiegend drei aktive Lokalisierungsarmaturen (Abschlußarmaturen). Das gilt auch für die Armaturen im Gullywassersystem. Eine Ausnahme bilden die Leitungen zwischen dem Havarieborbehälter und den Armaturen

TQ 10 (20, 30) S01 in den Saugleitungen des Havariekühlsystems, in denen nur jeweils eine aktive Lokalisierungsarmatur eingebaut ist (vergleiche Abschnitt 6.3.1.3).

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die Bewertungsmaßstäbe werden in den BMI-Kriterien 8.1 und 8.2, der RSK-Leitlinie 5.6 und in den KTA-Regeln 3402, 3403, 3404 und 3409 festgelegt. Dort wird gefordert, daß den Sicherheitsbehälter durchdringende, an die druckführende Umschließung anschließende Rohrleitungen mindestens zwei Absperrarmaturen besitzen müssen. Die Absperrarmaturen müssen innen und außen nahe am Sicherheitsbehälter angeordnet, fernbetätigt und ausreichend dicht sein. Der plötzliche vollständige Bruch einer Rohrleitung muß beherrscht werden. Die Steuerung und die Energieversorgung der Abschlußarmaturen müssen funktionstüchtig bleiben. An jeder Schleuse und jedem Versatzteil müssen wiederkehrende Prüfungen durchgeführt werden können. Schleusen und Lüftungsklappen sind an ein Leckabsaugesystem anzuschließen.

- **Bewertung**

Die Konzeptanalyse für den Gebäudeabschluß, die Schleusen und Versatzteile ergab, daß prinzipiell Übereinstimmungen zwischen Forderungen des bundesdeutschen Regelwerks und den Projektausführungen des KKW Stendal festzustellen waren. Die Besonderheiten, die sich aus den unterschiedlichen Ausführungen des Containments der Anlage Stendal, Block A, bzw. des Sicherheitsbehälters mit Leckabsaugung gemäß bundesdeutschem Regelwerk ergeben, können nur nach Detail-Überprüfungen bewertet werden.

Ein Leckabsaugesystem an den Versatzteilen und Schleusen ist nicht vorgesehen. Deshalb ist zur Erhöhung der Funktionstüchtigkeit des Containments ein Leckabsaugesystem an allen Durchführungen zu installieren, um eine kontrollierte und gefilterte Abgabe von Leckagen zu erreichen (E 6.3-20).

6.3.3.3 Lüftungssystem des Containments

- **Beschreibung des Systems**

Die Aufgaben der Lüftungssysteme für die Räume innerhalb des Containments sind

- der Aufbau und die Haltung einer Unterdruckdifferenz von 200 Pa bei Leistungsbetrieb des Blockes, um zur Vermeidung der Freisetzung radioaktiver Stoffe die unkontrollierte Ausbreitung der Luft aus diesen Räumen zu verhindern,
- die Entfernung überschüssiger Wärme und Feuchtigkeit,
- die Herstellung optimaler Raumbedingungen für den normalen Anlagenbetrieb und
- die Schaffung einer Raumatmosphäre, die die Durchführung von Reparatur- und Umladearbeiten bei Blockstillstand oder nach Störfällen gestaltet.

Die Zu- und Abluftsysteme TL 42 und TL 22 dienen vorrangig der Erfüllung der beiden erstgenannten Aufgaben und sind dreisträngig hinsichtlich der Lüfter und Filter und zweisträngig hinsichtlich der Leitungen aufgebaut. Das Abluftsystem beinhaltet drei notstromversorgte Lüfter (einer in Betrieb, zwei in Reserve) sowie Filter und je drei in Reihe geschaltete schnellschließende Klappen in den Zu- und Abluftleitungen an der Containmentgrenze. Diese Klappen schließen bei Zusammenbruch des Unterdruckes. Die in Reihe geschalteten Klappen werden von verschiedenen Strängen des Notstromsystems versorgt.

Die Zu- und Abluftsysteme TL 41 und TL 21 dienen der Erfüllung der letztgenannten Aufgabe ebenso wie das Zuluftsystem TL 48. Als Trennarmaturen an der Containmentgrenze kommen je Leitung zwei in Reihe geschaltete Lüftungsklappen zum Einsatz, die bei Temperaturen größer 150 °C im Primärkreislauf schließen. Die Lüfter aller vorgenannten Systeme stehen außerhalb des Containments.

Innerhalb des Containments befinden sich zur Bildung eines Luftschleiers über dem Abklingbecken die Rezirkulationsanlage TL 49, zur Wärme- und Feuchtigkeitsabführung aus der Dampferzeugerbox und dem Reaktorsaal die Anlagen TL 01 und TL 04,

zur Luftreinigung über Filter die Anlage TL 02, zur Kühlung der SUS-Antriebe die Anlage TL 03 und zur Kühlung des Reaktorschachtes die Anlage TL 05.

Die Anlagen TL 01, TL 03, TL 04 und TL 05 sind 3-fach ausgelegt und notstromversorgt. Die Anlage TL 02 besteht aus einer Betriebs- und einer Reserveanlage. Die Wärmeabfuhr erfolgt mit Hilfe des Nebenkühlwassersystems A (TL 01, TL 04, TL 05) bzw. des Nebenkühlwassersystems B (TL 03).

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die wesentlichen Anforderungen an die Lüftungssysteme sind in der RSK-Leitlinie 9, dem BMI-Kriterium 9.1 und der KTA-Regel 3601 enthalten. Dazu gehören u. a. ein automatischer Lüftungsabschluß bei hoher Aktivität im Containment und die Auslegung der Filteranlage für Störfälle zur Einhaltung bestimmter Abscheidegrade.

- **Bewertung**

Es kann nur eine konzeptionelle Bewertung der Lüftungsanlagen vorgenommen werden. Die Sicherheitsfunktion "Vermeidung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung" kann mit der vorgestellten Lüftungsanlage prinzipiell erreicht werden. Die Probleme der Störfallfestigkeit und besonders der EVA-Sicherheit, der Funktionstüchtigkeit u. a. konnten jedoch nicht untersucht werden.

Die zur Verfügung stehenden Unterlagen zu den Lüftungssystemen sind in ihrer Ausagetiefe teilweise zu grob, teilweise widersprüchlich bzw. es fehlen Angaben, anhand derer die detaillierte Erfüllung der Forderungen des deutschen Regelwerkes überprüft werden kann (E 6.3-21).

Der "Abschlußbericht zur verfahrenstechnischen Bearbeitung der Systeme, Lüftungssysteme AH (Kontrollbereich)" der K.A.B. AG vom 1. 2. 1991 /KAB 91/ weist als Ergebnis aus, daß entsprechend dem bundesdeutschen Regelwerk (KTA 3601) "Veränderungen und Ergänzungen von Komponenten im vorgestellten Projekt notwendig" sind.

6.3.3.4 Wasserstoffüberwachungs- und -begrenzungssystem im Containment

Im Technischen Projekt ist weder ein Wasserstoff-Überwachungssystem noch ein Wasserstoffbegrenzungssystem vorgesehen.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Zur Bewertung der Wasserstoffbildung und -verteilung nach Auslegungsstörfällen und einer Begrenzung auch lokaler H_2 -Konzentrationen auf Werte kleiner 4 % sind die in den bundesdeutschen Regeln und Richtlinien enthaltenen Anforderungen, insbesondere die der Leitlinie 24 der RSK, anzuwenden.

- **Bewertung**

Es liegt kein Nachweis dafür vor, daß sowohl während des Leistungsbetriebes als auch bei einem Störfall die Zündgrenze des Wasserstoffs nicht überschritten wird. Deshalb müssen Maßnahmen zur Verhinderung zündfähiger Wasserstoffkonzentrationen getroffen werden. Unabhängig davon ist ein Überwachungssystem zu installieren (E 6.3-22).

6.3.4 Beckenkühlsystem

- **Beschreibung**

Das Beckenkühlsystem hat die Aufgabe, die Nachzerfallswärme der in den drei Abklingbecken (Brennelement-Becken) befindlichen abgebrannten Brennstoffkassetten abzuführen (Bild 6.3-1). Es ist dreisträngig (3 x 100 %) und unabhängig vom Havariekühlsystem aufgebaut, wobei jedem Strang ein Abklingbecken zugeordnet ist. Die Beckenkühlstränge sind räumlich getrennt angeordnet. Aufgrund der saug- und druckseitigen Querverbindungen kann aber auch jeder Strang jedes Becken kühlen. Das Beckenwasser wird ca. 3 m über der Kassettenoberkante abgezogen und über Düsen in Beckenbodennähe wieder eingespeist. Verdunstungsverluste werden mit Hilfe des Füllsystems ausgeglichen. Der Beckenkühler ist auf der Saugseite der

Beckenkühlpumpe angeordnet. Die Kühlung erfolgt durch das Nebenkühlwassersystem A.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall schließen die Gebäudeabschlußarmaturen in den Saug- und Druckleitungen. Es ist dann eine Kühlung durch das sogenannte "Havariefutzen" mit Hilfe der Gebäudesprühpumpen möglich, bei dem die Abklingbecken über eine Verbindungsleitung vom Gebäudesprühsystem zum Beckenkühlsystem geflutet werden. Dabei wird durch die Havariekühler gekühltes Wasser aus dem Havariebehälter in das Abklingbecken geleitet.

Die Beckenkühlpumpen sind notstromversorgt, so daß auch im Notstromfall die Kühlung gewährleistet ist.

Die zulässige Beckenwassertemperatur beträgt 70 °C bei Normalbetrieb und 90 °C bei Störfällen.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die wesentlichen Anforderungen an das Beckenkühlsystem sind in der RSK-Leitlinie 22.1.2 (12) und in den KTA-Regeln 3303 sowie 3404, Pkt. 3.13, enthalten.

Dazu gehören u.a. die für verschiedene Betriebsfälle einzuhaltenden Beckenwassertemperaturen:

- $T_1 = 45 \text{ °C}$ bei maximalem Wärmeanfall
- $T_2 = 60 \text{ °C}$ bei anormalen Systemzuständen (z.B. Ausfall von Redundanzen, aktiven Komponenten) oder Auslegungsstörfällen der Anlage und gleichzeitigen Ausfällen von aktiven Komponenten oder nicht funktionsbereiten Strängen
- $T_3 = 80 \text{ °C}$ bei Auslegungsstörfällen der Anlage, wenn ein oder mehrere Stränge nicht zur Verfügung stehen.

Weiterhin werden auch zwei Aktivitätsbarrieren zur Wärmesenke gefordert.

- **Bewertung**

Die Auslegungsprinzipien für das Beckenkühlsystem eines WWER-1000 sind offensichtlich grundsätzlich anders als die in den KTA-Regeln. Ein gravierender Unterschied besteht z. B. in der bei Normalbetrieb der Anlage gemäß seiner Auslegung zugelassenen Beckenwassertemperatur von 70 °C gegenüber der Anforderung der KTA-Regel 3303 von 45 °C. Zur Verhinderung des Austritts von Wasserdampf (sowie Gasen und Aerosolen) von der Oberfläche der Becken wird beim WWER-1000 mit Hilfe des Rezirkulationslüftungssystems TL 49 ein Luftschleier über den Abklingbecken gebildet. Außerdem haben die Zu- und Abluftsysteme TL 41 und TL 21 u.a. die Aufgabe (auch bei der Umladung) einen Luftwechsel zu realisieren.

Eine Bewertung ist somit erst nach Kenntnis der Grundlagen und den Ergebnissen von Berechnungen zur Auslegung möglich. Ausreichend gemäß den Anforderungen der KTA-Regeln sind die Zahl der Redundanten und die Unabhängigkeit zu anderen Systemen. Die Beckenkühler werden von jeweils einem der drei Stränge des Nebenkühlwassersystems A gekühlt, das seine Wärme über die Sprühteiche abgibt. Die Druckverhältnisse zwischen beiden Medien sind nicht bekannt. Sowohl eine Verschmutzung der Beckenwasser mit Nebenkühlwasser A als auch ein Wasserverlust aus dem Becken sind unerwünscht. Es wird daher der Einbau eines Zwischenkühlkreises empfohlen (E 6.3-4).

Die über das Beckenkühlsystem zur Verfügung stehenden Unterlagen sind für eine umfassende Bewertung hinsichtlich der Erfüllung der Forderungen des deutschen Regelwerkes nicht ausreichend. Deshalb kann nur für den Beckenkühler eine Empfehlung ausgesprochen werden.

6.4 Leittechnik

Die Leittechnik umfaßt die Einrichtungen zur betrieblichen Überwachung, Steuerung und Regelung des Kraftwerksblockes sowie die Sicherheitsleittechnik. Hinzu kommen Block- und Reservewarte, die sowohl betrieblichen als auch sicherheitstechnischen Aufgaben dienen.

6.4.1 Warten und Leitstände

- **Beschreibung**

In der Blockwarte des WWER-1000 befinden sich die Leitstände des Reaktoroperators, des Turbinenmaschinisten und des Blockleiters.

Auf der Blockwarte, die sich im Reaktorgebäude auf Kote +6,6 m befindet, sind 28 Tafeln U-förmig angeordnet. Zur Darstellung der funktionellen Zusammenhänge der Hauptanlagen sind auf den Tafeln nach verfahrenstechnischen Gesichtspunkten Fließschaltbilder angebracht. Direkt vor den Arbeitsplätzen der Anlagenfahrer befinden sich auf Pulten elf Schwarzweiß- oder Farbbildschirme des Blockrechnersystems. Zusätzlich ist beim Reaktoroperator ein Bildschirm des Incore-Meßsystems angeordnet.

Das wichtigste Mittel zur Informationsdarstellung auf der Blockwarte ist das Blockrechnersystem. Es dient zur Erfassung von Meßwerten, deren Verarbeitung und deren Darstellung auf Bildschirmen der Blockwarte. Dem Blockleitpersonal stehen hauptsächlich die Informationen des Blockrechners zur Entscheidungsfindung über den Kraftwerksbetrieb zur Verfügung. Ohne dieses Blockrechnersystem kann der Kraftwerksblock nicht auf Leistung gehalten werden. Fällt das Blockrechnersystem aus, so muß nach einer bestimmten Zeit der Kraftwerksblock abgefahren werden.

Der Block wird von der Blockwarte aus u.a. mit Hilfe von Funktionsgruppensteuerungen im Leistungsbetrieb sowie beim An- und Abfahren des Blockes gesteuert.

Zur Kontrolle und Steuerung des Sicherheitssystems einschließlich des Schnellabschaltsystems ist neben dem Blockrechner auf der Blockwarte zusätzliche Gerätetechnik installiert. Bei Ausfall des Blockrechnersystems und der Funktionsgruppensteuerung kann der Block damit kontrolliert abgefahren werden. Jedoch ist mit dieser Gerätetechnik ein Leistungsbetrieb nicht möglich. Im Falle einer Störung können damit die wichtigsten verfahrenstechnischen Parameter angezeigt und aufgezeichnet werden und, falls die Automaten versagen sollten, die Sicherheitseinrichtungen von Hand zugeschaltet werden.

Für den Fall, daß die Blockwarte nicht mehr benutzbar ist, ist eine Reservewarte vorgesehen, mit deren Hilfe das Abfahren des Blockes eingeleitet und kontrolliert werden und die Arbeit des Sicherheitssystems überwacht und gesteuert werden kann.

Auf der Reservewarte, die sich im Reaktorgebäude auf Kote -4,2 m befindet, sind keine Systeme des Blockrechners installiert. Die Anzeige- und Bedienungselemente sind konventionell ohne Rechentechnik ausgeführt. Die Anordnung auf Kote -4,2 m soll die Funktion der Reservewarte bei Einwirkungen von außen, wie Erdbeben oder Flugzeugabsturz, sichern.

Die Reservewarte ist im Normalbetrieb nicht besetzt. Kommt es zur Störung im Bereich der Blockwarte und damit zum Betreten der Reservewarte durch das Bedienungspersonal, so sind zunächst die Meldeeinrichtungen außer Betrieb. Im technischen Projekt wird beschrieben, daß vom Bedienungspersonal die Meldeeinrichtungen des Sicherheitssystems nacheinander zuzuschalten sind. Diese Herangehensweise soll nötig sein, um zu vermeiden, daß das Bedienungspersonal beim Betreten der Reservewarte durch nicht mehr aktuelle Meldungen die Übersicht verliert.

Im Störfall laufen alle Sicherheitssystemfunktionen automatisch an, so daß auf der Reservewarte vom Bedienungspersonal in erster Linie Kontrollaufgaben auszuführen sind und nur dann einzugreifen ist, wenn eine Automatik versagen sollte.

Es sollen Schaltungen vorgesehen sein, die Fehlsignale zur Steuerung von Komponenten aus einer defekten Warte nicht zulassen. Realisiert wird das z. B., indem bei Tastendruck bzw. Schalterbetätigung vom Taster bzw. Schalter ein Code ausgesendet wird. Dieser Code kann nicht erzeugt werden z. B. bei Kurzschlüssen durch Brände oder Überschwemmung. Dadurch soll gewährleistet sein, daß eine Fehlauslösung durch Defekt eines Schalters oder Kabels von der Blockwarte oder Reservewarte aus nicht möglich ist. Genauere Unterlagen über die Entkopplung von Reservewarte und Blockwarte liegen jedoch nicht vor.

Neben Block- und Reservewarte sind noch vorhanden:

- die SSÜ-Warte
(dient zur Kontrolle dosimetrischer Parameter)

- die EB-Warte
(dient zur Steuerung des elektrischen Eigenbedarfs, blockübergreifend)
- die Dispatcherwarte
(entspricht einer Netzleitwarte, blockübergreifend).

Darüberhinaus gibt es noch eine Reihe von örtlichen Leitständen, vor allem für Nebenanlagen und Hilfssysteme.

Über den Aufbau und die Funktion dieser Warten und Leitstände liegen keine Unterlagen vor.

- **Bewertungsmaßstab**

Bewertungsmaßstab ist die bundesdeutsche KTA-Regel 3904.

Von der Warte aus muß der bestimmungsgemäße Betrieb des Kraftwerksblockes überwacht und geleitet werden können. Die dazu erforderlichen Anzeigen und Betätigungseinrichtungen sind im Hauptleitstand so anzuordnen, daß die Anzeigen aus der Arbeitsposition einsehbar und die Betätigungseinrichtungen einsehbar und bedienbar sind. Es müssen Störungen erkannt und Maßnahmen ergriffen werden können um die Anlage in einem sicheren Zustand zu halten. Die Warte muß gegen Überflutung, Blitz, Sturm sowie gegen Einwirkungen radioaktiver Strahlung bei Störfällen ausgelegt sein. Sie sollte so ausgelegt sein, daß sie weder durch Brand noch durch Flugzeugabsturz oder durch Gaswolkenexplosion ausfallen kann. Ist eine Notsteuerstelle vorhanden, so ist die Auslegung so zu wählen, daß im Ergebnis der o.g. Ereignisse nur die Warte oder die Notsteuerstelle ausfallen kann.

Von der Notsteuerstelle aus muß im Anforderungsfall der Reaktor vom Leistungsbetrieb in den abgeschalteten sicheren Zustand überführt, dabei gehalten und überwacht werden können.

- **Bewertung**

Eine Bewertung kann hier nur auf der Basis der vorhandenen Unterlagen erfolgen. Die räumliche Trennung von Blockwarte und Reservewarte ist gegeben. Eine gleichzeitige Zerstörung beider scheint wenig wahrscheinlich zu sein.

Da der Kraftwerksblock nicht auf Dauer im Leistungsbetrieb ohne Blockrechner betrieben werden kann, ist vertieft zu untersuchen, ob und wie lange solch ein Leistungsbetrieb zulässig ist (E 6.4-1).

Die Lösung zur Entkopplung und Vorrangschaltung zwischen Blockwarte und Reservewarte ist vertieft zu untersuchen und auf ihre Zulässigkeit hin zu bewerten (E 6.4-2).

Das Zuschalten der Meldungen auf der Reservewarte bei Betreten durch das Bedienungspersonal muß mit weiteren Unterlagen auf Richtigkeit überprüft werden (E 6.4-3).

6.4.2 Betriebsleittechnik

Zur Betriebsleittechnik zählen alle zur Betriebsführung erforderlichen Meß-, Steuerungs- und Regelungssysteme, die Systeme zur Kontrolle spezieller Prozeß- und Anlagenparameter, sowie der Blockrechner.

Die Betrachtung der Betriebsleittechnik im Zusammenhang mit dieser Bewertung ist notwendig, da es Teile der Betriebsleittechnik mit sicherheitsrelevanten Funktionen gibt. Besondere Bedeutung kommt dabei dem Blockrechnersystem und dem Incore-Überwachungssystem SWRK als wichtiges Mittel an der Schnittstelle Mensch-Maschine zu. Zuverlässige und der Blockdynamik angepaßte Regelkreise und Funktionsgruppensteuerungen sind die Grundlage zur Beherrschung von komplizierten Übergangsprozessen, um Störungen, die Ausgangspunkte von Störfällen sein könnten, zu vermeiden.

6.4.2.1 Blockrechnersystem

- **Beschreibung**

Das Blockrechnersystem (Bezeichnung Titan-2) ist das wichtigste Mittel zur Informationsdarstellung in der Blockwarte. Es stellt ein Meßwerterfassungs-, Verarbeitungs- und Darstellungssystem dar, basierend auf vier Rechnern des Typs SM-2. Je zwei zueinander redundante Rechner sind für den Primärkreislauf und für den Sekundärkreislauf einschließlich Nebenanlagen eingesetzt. Beide Rechner des Primärkreislaufes bzw. des Sekundärkreislaufes bearbeiten gleiche Aufgaben und überwachen gegenseitig ihre Funktionstüchtigkeit.

Die Analogdatenerfassung wird in Basisrechnereinheiten mit einem Zeitzyklus von 100 ms durchgeführt, in den übergeordneten Rechnern stehen die Meßwerte jedoch nur im 2-s- bzw. 4-s-Zyklus zur Verfügung. Die Meßwerterfassung erfolgt mit dem 0- bis 5-mA-Einheitssignal an den Meßwertgebern und Meßumformern. Die Binärwert- erfassung erfolgt in der Regel im 1-s-Zyklus und für ca. 200 Werte im 100-ms-Zyklus /KKA 90/. Für wichtige Analog- und Binärwerte erfolgt eine Dopplung der Eingangskanäle des Blockrechnersystems. Es liegen keine genauen Angaben über den Umfang der erfaßten Meßsignale vor.

Das Blockrechnersystem Titan-2 erhält Informationen aus dem Incore-Meßsystem, aus dem Havarieschutzsystem sowie aus dem Sicherheitssteuersystem über den Zustand des Reaktors und den Schaltzustand des Sicherheitssystems. Weiterhin erhält es Informationen von den Rechnern der Funktionsgruppensteuerungen.

Im Blockrechnersystem werden die erfaßten Meßwerte gespeichert, nach entsprechenden Algorithmen verarbeitet und über Drucker ausgegeben oder auf farbgraphikfähigen Bildschirmen dargestellt.

Das Blockrechnersystem wird von einer batteriegestützten unterbrechungsfreien Stromversorgung (USV) versorgt, die im Normalbetrieb aus einer nicht unterbrechungsfreien 0,4-kV-Blockverteilung gespeist wird. Bei Notwendigkeit besteht die Möglichkeit, von Hand über einen Reservetransformator eine Einspeisung aus der 6-kV-Verteilung der Notstromanlage, bei der nur kurzzeitige Unterbrechungen auftreten, zuzuschalten, so daß eine Stromversorgung des Blockrechnersystems auch unter

schwierigen Bedingungen möglich ist.

- **Bewertungsmaßstab**

Die Aufgabe eines Blockrechnersystems besteht darin, die Prozeßdaten so zu erfassen und auszugeben, daß

- der Leitstandsfahrer eine möglichst aktuelle und umfassende Information über den Prozeß erhält,
- Störungen frühzeitig erkannt, schnell aufgeklärt und Gegenmaßnahmen vorgenommen werden können, so daß Störfallsituationen seltener eintreten können,
- Entscheidungshilfen für die Fahrweise der Anlage gegeben werden und
- das Prozeßgeschehen dokumentiert wird.

Wesentliche Merkmale des Blockrechnersystems müssen sein

- hohe Zuverlässigkeit,
- gute Informationsdarstellung zur Prozeßführung,
- leichte Bedienbarkeit und
- genügend schnelle Erfassung von Analog- und Binärmeßwerten (bei KWU-Rechnersystemen 1-s-Zyklus für analoge und 10-ms-Zyklus für Binärwerte).

- **Bewertung**

Das Blockrechnersystem ist redundant aufgebaut. Die Zyklen der Erfassung der Analog- und Binärsignale sind zu langsam, um dem Blockleitpersonal schnell genug und mit genügend hoher zeitlicher Auflösung die Informationen auf den Bildschirmen zur Verfügung stellen zu können. Die eingesetzten Rechner entsprechen nicht dem internationalen Stand, Aussagen zur Zuverlässigkeit auch der Software liegen nicht vor. Es wird deshalb empfohlen, bei Weiterbau des Kraftwerkes von vornherein moderne Rechentechnik einzusetzen (E 6.4-4).

6.4.2.2 Incore-Meßsystem (SWRK-System)

- **Beschreibung**

Zur Kontrolle der Parameter innerhalb des Reaktors wird das SWRK-System eingesetzt. Es erfüllt folgende Funktionen.

- Sammeln und Verarbeiten von Meßwerten
- Darstellung der Informationen über
 - die Verteilung des Neutronenflusses im Reaktorkern,
 - die Verteilung der Energieabgabe, der Temperatur der Brennstoffkassetten und des Kühlmittels,
 - den Abbrand der Brennstoffkassetten und
 - den Wert der Reaktivitätsreserve.

Im SWRK werden erfaßt:

- 95 Kassettenaustrittstemperaturen (KAT), gemessen mit Thermoelementen aus Chromel-Alumel-Material vom Typ TXA-2076
- 64 n, β -Meßblanzen, bestückt mit je sieben Rh-SPN-Detektoren mit einer Zeitkonstante von 1 min sowie mit je drei Thermoelementen
- Signale vom Ex-core-Neutronenflußmeßsystem und aus dem System der Meßwerterfassung verfahrenstechnischer Parameter.

Die KAT-Meßstellen befinden sich ca. 40 cm oberhalb der Kernanordnung im Reaktor.

Zur Kalibrierung der SPN-Detektoren ist kein Kalibriersystem ähnlich einem Kugelmeßsystem vorhanden.

Im SWRK stehen die Binärwerte im 2-s-Zyklus und die Analogwerte im 12-s- bzw. 60-s-Zyklus zur Verfügung /KKA 90/.

Aus Redundanzgründen besteht das SWRK-System aus zwei Gerätekomplexen. Jeder Komplex besteht aus einem Meßwerterfassungssystem vom Typ "Hindukusch-1" mit einem daran angeschlossenen Rechner SM-2M. Auf jedes System Hindukusch sind alle Meßsignale außer denen der Meßblanzen aufgeschaltet. Die Signale der

Meßblenzen sind aus technischen Gründen auf beide Systeme gleichmäßig verteilt, wobei die verarbeiteten Signale jeweils dem anderen System übergeben werden. Beide Systeme sind gekoppelt und arbeiten parallel, so daß beim Ausfall eines der Systeme der stationäre Blockbetrieb weiter möglich ist.

Im Normalbetriebszustand erfolgt die Meßwertvorverarbeitung sowie die Ausführung einer Reihe von operativen Berechnungen im SWRK-System. Die Rechenergebnisse werden an den Blockrechner übergeben, der weitere Berechnungen ausführt.

Es ist auch eine autonome Betriebsweise möglich, wobei eine vereinfachte Berechnung der wichtigsten Parameter des Reaktors durch das SWRK-System ausgeführt wird und die Ergebnisse auf Bildschirmen oder Druckern ausgegeben werden.

Das SWRK-System wirkt nicht automatisch auf die Reaktorsteuerung zur Begrenzung der Leistungsdichte.

- **Bewertungsmaßstab**

Entsprechend KTA-Regel 3101.2 ist bei Druckwasserreaktoren die Leistungsdichte so zu begrenzen, daß im Normalbetrieb geforderte Grenzwerte eingehalten werden und daß bei Ereignissen des anormalen Betriebszustandes und bei Störfällen die als zulässig nachgewiesenen Brennstoff- und Hüllrohrzustände eingehalten werden. Zur Erfüllung dieser Forderungen ist, soweit erforderlich, zur Überwachung der lokalen Leistungsdichte eine kontinuierlich anzeigende Instrumentierung des Reaktorkerns und der Kühlkreisläufe vorzusehen. Falls erforderlich, sind Einrichtungen und Maßnahmen zur Leistungsdichtebegrenzung vorzusehen. Anzahl und Positionen der Meßfühler, ihre Kalibrierung und die Art der Signalbildung sind so zu wählen, daß unzulässige Erhöhungen der lokalen Leistungsdichte in den einzelnen Überwachungszonen des Reaktorkerns erfaßt werden können.

- **Bewertung**

Das Incore-Meßsystem SWRK stellt nur ein reines Informationssystem dar.

Aufgrund der relativ hohen Anzahl von Meßstellen sowie der Meßwerterfassung durch zwei Rechner kann von einer angemessenen Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit des Systems ausgegangen werden. Durch dieses System werden jedoch die Forderungen hinsichtlich des Vorhandenseins von Einrichtungen zur Leistungsdichtebegrenzung nicht erfüllt. Eine örtliche Leistungsdichteverringerung ist nur durch Handmaßnahmen des Bedienungspersonals möglich. Durch die zu große Entfernung der KAT-Meßstellen von den Brennstoffkassetten wird die Aussagekraft ihrer Meßwerte gemindert (vgl. Abschnitt 4.1.5). Das Konzept der Kerninstrumentierung, wie es im Technischen Projekt von 1981 vorgestellt worden ist, sollte grundlegend überarbeitet werden. Dabei sollte es um ein Leistungsbegrenzungssystem sowie ein verlässliches Kalibriersystem erweitert werden (E 6.4-5).

6.4.2.3 Funktionsgruppensteuerungen und Regelungstechnik

- **Beschreibung**

- Funktionsgruppensteuerung

Außer im Primärkreislauf sind die verfahrenstechnischen Hauptaggregate mit Funktionsgruppensteuerungen ausgerüstet.

Die Steuerung der Stellorgane erfolgt durch eine Einzelantriebssteuerung, die eine Steuerung von Hand, von der Sicherheitsleittechnik mit Vorrangschaltung oder von der Funktionsgruppensteuerung erlaubt. Als technische Ausrüstungen gehören dazu Schütze, Thyristorsteller sowie Steuerbaugruppen für jeden Antrieb.

In den Funktionsgruppensteuerungen ist die Steuerlogik, die zur automatischen Programmsteuerung der Stellorgane nach vorgegeben Algorithmen dient, auf der Basis des Mikrorechners MPKA-135-1 realisiert.

Von den Funktionsgruppensteuerungen gibt es Verbindungen zum Blockrechnersystem, um zusätzliche Informationen über den Zustand der Stellantriebe und Meßwerte zu übergeben.

- Regelungstechnik

Die Regelungstechnik wurde auf der Basis der Gerätefamilie "Kaskade-2" projektiert. Mit verschiedenartigen Elektronikbaugruppen dieses Systems können unterschiedlichste Regelkreisstrukturen konfiguriert werden. Dabei besteht die technische Möglichkeit der Korrektur von Sollwerten durch das Blockrechnersystem sowie der Änderung der Regelstruktur auf Befehl der Funktionsgruppensteuerung.

Wichtigste Regelkreise sind:

- Reaktorleistungsregler (ARM)
- Turbinenleistungsregler
- Druckregler des Primärkreislaufs
- Höhenstandsregler im Druckhalter
- Höhenstandsregler in den Dampferzeugern
- Regler für den maximalen Dampfdruck und zur Entlastung des Sekundärkreislaufes beim Turbinenschnellschluß (BRU-A, BRU-K).

Der Reaktorleistungsregler ARM besteht aus einem Regler zur Stabilisierung der Neutronenflußdichte und einem Regler zur Stabilisierung der wärmetechnischen Parameter. Jeder Regler besteht aus drei Kanälen und arbeitet nach dem 2v3-Auswahlprinzip. Der ARM kann in folgenden Betriebsarten arbeiten:

- *Betriebsart N*: Regelung des Neutronenflusses
- *Betriebsart T*: Regelung des Frischdampfdruckes
- *Betriebsart S*: Überwachung des Frischdampfdruckes; wenn er über einen bestimmten Wert steigt, wird die Reaktorleistung eingesenkt.
- *Betriebsart K*: Im oberen Bereich der Reaktorleistung wird die Temperatur des Primärkreislaufes konstant gehalten, im unteren Bereich der Reaktorleistung wird der Frischdampfdruck konstant gehalten.

Die Betriebsart N kann im Bereich der Reaktorleistung von 3 % bis 120 % genutzt werden. In den Betriebsarten T, K und S, die im eingeschränkten Bereich der

Reaktorleistung von 20 % bis 110 % genutzt werden können, dient die Regelung des Neutronenflusses als Hilfsregelgröße. Es gibt keine automatische Regelung zum Ausgleich von lokalen Leistungsdichteschwankungen. Jedoch stellt das Incore-Meßsystem dem Bedienungspersonal Informationen zur Verfügung, mit deren Hilfe ein Ausgleich der Leistungsdichte von Hand möglich ist.

Informationen über die Funktion der anderen Regler liegen nicht ausreichend vor.

- **Bewertungsmaßstab**

Aus dem BMI-Kriterium 1.1 (Grundsätze zur Sicherheitsvorsorge) ist zu ersehen, daß auch an die Betriebsleittechnik hohe Anforderungen an Auslegung und Qualität zu stellen sind. Die Betriebsleittechnik muß auch ohne Inanspruchnahme der Sicherheitseinrichtungen einen möglichst störfallfreien und umweltverträglichen Betrieb der Anlage gewährleisten.

- **Bewertung**

Die zum Einsatz kommende Leittechnik in der Regelungstechnik und der Funktionsgruppensteuerung ist in sowjetischen Kraftwerken mehrfach eingesetzt. Ob sie jedoch den Anforderungen eines Einsatzes im Kernkraftwerk genügt, kann nicht aus den Unterlagen entnommen werden. Aus den Auswertungen der Betriebserfahrungen anderer WWER-1000-Blöcke (siehe Kapitel 8) kann geschlußfolgert werden, daß die Zuverlässigkeit der Betriebsleittechnik unzureichend ist. Dies betrifft die Ansteuerungen, die Stellungsanzeigen und die Endlagenschalter aller Absperrschieber und Regelventile (E 6.4-6). Die Meßgeber für Druck und Differenzdruck sollten qualifiziert werden (E 6.4-7). Aufgrund negativer Betriebserfahrungen anderer WWER-1000-Blöcke sollte das regelungstechnische Konzept zur Beherrschung dynamischer Übergangsprozesse überarbeitet werden (E 6.4-8).

6.4.3 Sicherheitsleittechnik

Die Sicherheitsleittechnik im WWER-1000-Block ist in das Havarieschutzsystem und in das Schutzsystem zur Steuerung des Sicherheitssystems unterteilt.

Der Projektant hat das Havarieschutzsystem dem Steuer- und Schutzsystem (SUS) zugeordnet. Zum SUS-System gehören weiterhin das betriebliche Steuerungssystem des Reaktors sowie der Reaktorleistungsregler ARM. Das Havarieschutzsystem des Reaktors regt die Reaktorschnellabschaltung bei Anstehen entsprechender Kriterien an. Zu diesem System gehört auch der Warnschutz (Reaktorleistungsbegrenzungseinrichtung) als vorgelagerter Schutz.

Das Schutzsystem zur Steuerung des Sicherheitssystems (Sicherheitssteuersystem) dient zur Einleitung von Schutzaktionen der aktiven Sicherheitseinrichtungen mit Ausnahme des Schnellabschaltsystems.

6.4.3.1 Havarieschutzsystem des Reaktors

- **Beschreibung**

Die Leittechnik dieses Teilsystems umfaßt alle Einrichtungen zur Überwachung und Begrenzung der Reaktorleistung und zur Anregung und Auslösung der Reaktorschnellabschaltung.

Da für die Bewertung nur unzureichende Informationen zur Leittechnik des KKW Stendal vorliegen, wurden Unterlagen des typgleichen Kernkraftwerkes Saporoschje genutzt /KKS 90a/, /KKS 90b/, /KKS 90c/.

Die Leittechnik des Havarieschutzsystems ist unterteilt in zwei unabhängige, räumlich getrennte Stränge zur Schnellabschaltung sowie in einen Strang zur Realisierung des Warnschutzes. Die Anregekriterien zur Reaktorschnellabschaltung sind in Tabelle 6.4-1 aufgeführt. Eine genaue Angabe zu diesen Anregekriterien und zu den Anregekriterien des Warnschutzes ist /GID 90/ zu entnehmen. Beim Ansprechen eines der Stränge des Havarieschutzsystems kommt es zum Einfallen aller 61 Regelstäbe in den Reaktor.

Der Warnschutz stellt von seiner Funktion her einen vorgelagerten Schutz dar. Er wird durch Kriterien angeregt, die in der Regel vor dem Auftreten von Kriterien, die eine Reaktorschnellabschaltung erfordern, ansprechen.

Der Warnschutz wird nach seinen Aktionen unterschieden in:

- beschleunigter Warnschutz /GID 90/:
Bewirkt das Einfallen der Steuerstäbe der Regelgruppe in den Reaktor.
- Warnschutz I:
Führt zum Einfahren der Steuerstäbe entsprechend der Normalreihenfolge.
- Warnschutz II:
Erzeugt ein Signal zum Ausfahrverbot.

Das Havarieschutzsystem kann in Anreegebene, Logikebene und Steuerebene unterteilt werden. Es besteht aus zwei Strängen, wobei jeder Strang in einer 2v3-Auswahlschaltung ausgelegt ist.

Für die Anreegebene wird das System unterteilt in

- das System zur Bildung der Signale des Neutronenflusses und in
- das System zur Bildung der Signale aus verfahrenstechnischen Parametern.

Das System zur Bildung der Signale des Neutronenflusses (AKNP) besteht aus zwei unabhängigen Strängen. Jeder dieser Stränge besteht aus je drei Meßkanälen für den Anfahrbereich, den Übergangsbereich und den Leistungsbereich sowie den zugehörigen Auswertebaugruppen und Grenzsinalgebern (siehe Bild 6.4-1) /KKS 90b/. Jeder Strang des AKNP ist einem Strang der Logikebene zugeordnet. Die Information wird über Ruhestromkontakte übergeben. Ob eine automatische Überwachung der Einstellung der Grenzwerte der Neutronenflußparameter vorhanden ist, konnte nicht festgestellt werden. Eine Selbstüberwachung der Meßkanäle ist vorhanden.

Das System zur Bildung der verfahrenstechnischen Anreagesignale besitzt generell für jeden Strang der Logikebene drei Geber mit je einem nachfolgenden Grenzsinalgeber. Für jedes Anreagesignal sind für Druck- und Differenzdruckgeber nur drei Impulsleitungen projektiert. Jeweils zwei Druckgeber aus verschiedenen Strängen sind an eine Impulsleitung angeschlossen (siehe Bild 6.4-2). Zusätzlich ist noch je ein Geber für den Strang des Warnschutzes an jede Impulsleitung mit angeschlossen /TPS 8I/. Auch bei den verfahrenstechnischen Anreagesignalen erfolgt die Informationsübergabe von den Grenzsinalgebern an die Logikebene über Ruhestromkontakte.

Jeder Strang der Logikebene besteht aus drei Kanälen (siehe Bild 6.4-3) /KKS 90c/.
Jeder Kanal ist in einem Steuerschrank installiert.

Spricht in einer der Wertungsbaugruppen eine Anregung an, so wird ab dieser Baugruppe das Rechtecksignal des Taktgenerators nicht weitergegeben, so daß die Ausgangsverstärkerbaugruppe auslöst. In der nachfolgenden Relais-Baugruppe erfolgt eine 2v3-Wichtung, so daß mindestens zwei von drei Kanälen eines Stranges angesprochen haben müssen. In der darauffolgenden Baugruppe erfolgt eine Relaiskontaktvervielfältigung und eine Kontaktbereitstellung für die Steuerebene.

Das Havarieschutzsystem ist in wichtigen Teilbereichen nicht selbstüberwachend ausgelegt. Aussagen darüber, wie Meldungen abgesetzt werden, liegen nicht vor.

In der Steuerebene erfolgt die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung über zwei voneinander unabhängige Signalwege. Einerseits wird an die Steuerelektronik jedes einzelnen der 61 Steuerelementantriebe ein Signal zum Abschalten der Leistungselektronik selbst sowie zum Abschalten der zugehörigen Einspeisung gegeben, andererseits wird die Starkstromeinspeisung für alle Steuerelementantriebe auf den dafür zuständigen Einspeisetafeln abgeschaltet.

Die Schaltung der Logik- und Steuerebene ist so aufgebaut, daß der Vorrang der Reaktorschnellabschaltung gewährleistet ist und eine Funktionsprüfung eines Stranges bis zum letzten Auslöseglied ohne das Einfallen der Steuerelemente möglich ist.

Der Strang des Warnschutzes erhält seine Signale von verfahrenstechnischen Anregekriterien, Neutronenflußanregekriterien und auch von der Einrichtung zur Reaktorleistungsbegrenzung ROM. Kommt es zum Ausfall von Hauptumwälzpumpen, von Turbospeisepumpen oder zum Schließen der Turbinenschnellschlußventile, so wird durch die ROM-Anlage eine Verringerung der Reaktorleistung über den Warnschutz I so lange bewirkt, bis der Neutronenfluß des Reaktors den für den konkreten Betriebszustand zulässigen Grenzwert nicht mehr übersteigt.

Aus den vorhandenen Unterlagen kann eine nachvollziehbare Qualitätssicherung für die gesamte Leittechnik des Havarieschutzsystems nicht abgeleitet werden.

- **Bewertungsmaßstab**

Basis der Bewertung der Leittechnik des Havarieschutzsystems ist die KTA-Regel 3501. In ihr ist unter anderem festgelegt, unter welchen Grundannahmen von Ausfallkombinationen das Havarieschutzsystem funktionstüchtig bleiben soll. Folgende Ausfallkombinationen sind bei einer Analyse des bestimmungsgemäßen Betriebes der Reaktoranlage zu betrachten:

- Zufallsausfall und systematischer Ausfall oder
- systematischer Ausfall und Instandhaltungsfall oder
- Zufallsausfall und Instandhaltungsfall mit den jeweils zusätzlichen Folgeausfällen.

Diese Ausfallkombinationen dürfen ebenfalls bei Eintritt einer Störung nicht zum Ausfall des Havarieschutzsystems führen.

Die Auswirkungen systematischer Ausfälle im Havarieschutzsystem sind zu analysieren. Abhängig vom Ergebnis der Analysen sind zusätzliche Maßnahmen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit systematischer Ausfälle oder ihrer Auswirkungen zu treffen. Bei diesen Analysen wird angenommen, daß als Folge eines systematischen Ausfalls alle gleichartigen Geräte eines Fabrikates in den Signalkanälen gleichzeitig und gleichsinnig versagen. Auf diese Analysen darf verzichtet werden, wenn bei Einsatz diversitärer Meßeinrichtungen ein systematischer Ausfall dieser Meßeinrichtungen nicht unterstellt werden muß.

- **Bewertung**

Die Forderungen der KTA-Regeln hinsichtlich Redundanzen und zur Trennung der Stränge des Havarieschutzsystems sind weitgehend erfüllt. Folgende Mängel sind erkannt worden:

- Eine Gerätediversität in den zwei Strängen des Havarieschutzsystems zur Reaktorschnellabschaltung ist nicht vorhanden. Ein Nachweis, daß dies durch spezielle technische und/oder organisatorische Maßnahmen kompensiert wird, liegt nicht vor. Die Nachweise sollten erbracht werden (E 6.4-9).

- Außer im Neutronenflußmeßsystem ist das Vorhandensein einer Selbstüberwachung im Havarieschutzsystem nicht erkennbar. Eine Selbstüberwachung sollte nachgerüstet werden (E 6.4-10).
- Eine unerkannte Verstellung der Grenzwerte des Neutronenflußmeßsystems wie auch an den Grenzwertgebern der verfahrenstechnischen Anregekriterien ist möglich. Es wird empfohlen, durch technische Maßnahmen diesen Mangel abzustellen (E 6.4-11).
- Ein gleichzeitiges Auftreten eines Instandhaltungsfalles in einem Strang des Havarieschutzsystems und eines Ausfalles, durch den ein weiterer Strang unwirksam wird (z.B. durch EVA, EVI), wird nicht beherrscht. Es ist zu untersuchen, ob und wie lange die Außerbetriebnahme eines Stranges im Instandhaltungsfall zulässig ist (E 6.4-12).
- Eine Steuerelementeinfahrtbegrenzung zur Sicherung der Abschaltreaktivität ist nachzurüsten (E 6.4-13).
- Aus den Unterlagen konnten keine Angaben über ein Melde- und Prüfkonzept erkannt werden. Ableitend aus Betriebserfahrungen schon in Betrieb befindlicher WWER-1000-Blöcke (siehe Kapitel 8) wird empfohlen, das Melde- und Prüfkonzept zu überarbeiten (E 6.4-14).

6.4.3.2 Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems (Sicherheitssteuersystem)

- **Beschreibung**

Das Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems (Sicherheitssteuer-system) dient zur Einleitung von Schutzaktionen der aktiven Sicherheitseinrichtungen.

Jedem der drei verfahrenstechnischen Stränge der Sicherheitseinrichtungen ist ein Strang des Sicherheitssteuersystems zugeordnet. Jeder Strang dieses Sicherheitssteuersystems erfüllt seine Aufgaben unabhängig von den beiden anderen Strängen. Die drei Stränge sind in voneinander getrennten Räumen, mit getrennten Kabelkanälen und getrennten Impulsleitungen und Gebern aufgebaut. Jeder Strang des Sicherheitssteuersystems erfüllt folgende Aufgaben:

- Messung und Bewertung von Prozeßvariablen, die für die Auslösung von Schutzaktionen nötig sind,
- Ein- bzw. Ausschalten der zum Strang gehörenden verfahrenstechnischen Aggregate der Sicherheitseinrichtungen und Öffnen bzw. Schließen der zugehörigen Armaturen entsprechend vorgegebener Algorithmen.

Die gesamte leittechnische Ausrüstung des Sicherheitssteuersystems ist nach Angabe des Projektanten erdbebenfest ausgelegt. Eignungstests der Baugruppen sowie Nachweise zur Störfallfestigkeit liegen nicht vor. Eine Gerätediversität ist nicht vorhanden.

Im weiteren wird nur einer der drei Stränge des Sicherheitssteuersystems beschrieben. Jeder Strang kann unterteilt werden in Anreegeebene, Logikebene und Steuerebene.

In der Anreegeebene werden die Anreagesignale aus den Prozeßvariablen gebildet. Die Anreagesignale zum Einschalten des Sicherheitssystems sind in /ATP 87a/, /ATP 87b/ enthalten. Die wichtigsten Anreagesignale sind in Tabelle 6.4-2 aufgelistet.

Die Anreagesignale werden je Strang des Sicherheitssystems vierfach erfaßt. Die vier Grenzsinalgeber eines Anregekriteriums vergleichen untereinander die Analogsignale von den Meßwertgebern bzw. Meßumformern und melden eine unzulässige Meßwertabweichung. Angaben über die Weiterverarbeitung dieser Meldungen und deren Anzeige auf der Blockwarte liegen nicht vor.

In der Logikebene erfolgt die Bildung der Anregekriterien aus den Signalen der Anreegeebene. Ein Anregekriterium wird in einer 1v4-Auswahlschaltung aus den zugehörigen Ausgangssignalen von vier Wertungsbaugruppen gebildet. Jede dieser vier Baugruppen führt zuvor eine 2v4-Wertung der Anreagesignale durch (siehe Bild 6.4-4).

Abweichend davon wird im Notstromfall das entsprechende Anreagesignal in einer 1v2-Auswahl gebildet.

Die Anregekriterien werden in der Logikebene in zwei redundanten Logikschaltungen weiterverarbeitet und dann in 1v2-Auswahl in die Antriebssteuerungen eingegeben. In der Logikebene werden die Signale zum Start der Aggregate nach Anstehen der

verfahrenstechnischen Anregekriterien gebildet. Ebenfalls werden die Signale zur Auslösung der Vorrangsteuerung einschließlich einer Verriegelung gegen Handeingriffe durch das Blockpersonal gebildet und die Signale zum Schließen der Armaturen des Durchdringungsabschlusses (Lokalisierungsarmaturen) ausgelöst. Im Notstromfall bilden die Logikschaltungen die Signale zum Einschalten des Dieselgenerators und zum gestaffelten Zuschalten der Aggregate.

Die Logikebene ist durch Relaisschaltungen mit Arbeitsstromprinzip und durch elektronische Logikbausteine realisiert.

In der Steuerebene erfolgt die Bildung der Auslösesignale für die einzelnen Aggregate. Für jedes verfahrenstechnische Aggregat ist eine eigene Antriebssteuerung vorgesehen.

In der Steuerebene ist die Vorrangschaltung für das Sicherheitssteuersystem realisiert. Beim Ansprechen von Aggregateschutzkriterien in 2v2-Auswahlschaltung sind die Ausschaltverbote des Sicherheitssteuersystems aufgehoben. Das Ausschalten selbst zum Schutz des Aggregates erfolgt nicht automatisch, sondern muß von Hand erfolgen.

Alle Baugruppen, beginnend von den Grenzsignalgebern der Anregeebebene bis zu den Steuerbaugruppen der Steuerebene, geben Signale über den Zustand ihrer Ausgänge an den Blockrechner. Weiter besteht mit Hilfe des Blockrechners die Möglichkeit, teilweise automatische Funktionstests auszuführen.

Aus den Unterlagen sind keine genauen Angaben zur Sicherung der Stromversorgung des Sicherheitssteuersystems zu entnehmen.

Bei der Systemauslegung lag ein Zeitkriterium, wie z. B. das bundesdeutsche 30-Minuten-Kriterium, nicht zugrunde. Daher kann nicht ausgeschlossen werden, daß in Einzelfällen Handmaßnahmen vor Ablauf von 30 Minuten erforderlich werden können. Erforderlichen Handauslösungen zugeordnete Sicherheitsgefahrenmeldungen entsprechend KTA- Regel 3501 sind aus den Unterlagen nicht zu erkennen.

- **Bewertungsmaßstab**

Der Bewertungsmaßstab für das Sicherheitssteuersystem sind die gleichen grundlegenden Forderungen der KTA-Regel 3501 wie sie für das Havarieschutzsystem des Reaktors (Abschnitt 6.4.3.1) formuliert worden sind. Da es hier aber um die Auslösung von aktiven Schutzaktionen geht, sind folgende Forderungen zusätzlich zu berücksichtigen: Das Sicherheitssteuersystem soll Schutzaktionen automatisch auslösen. Das Sicherheitssystem ist so auszulegen, daß notwendige, von Hand auszulösende Schutzaktionen zur Beherrschung von Störfällen nicht vor Ablauf von 30 Minuten erforderlich werden.

Auch während eines Instandhaltungsfalles im Sicherheitssystem dürfen durch einen Zufallsausfall im Sicherheitssteuersystem einschließlich Folgeausfällen keine Störfälle mit Schadensfolge herbeigeführt werden.

- **Bewertung**

Das technische Grundkonzept des Sicherheitssteuersystems genügt nur den Grundanforderungen der KTA-Regeln hinsichtlich Redundanz sowie funktionell und räumlich getrenntem Aufbau.

Folgende Mängel wurden erkannt:

- Eine Gerätediversität innerhalb des Sicherheitssteuersystems liegt nicht vor. Ein Nachweis, daß dies durch spezielle technische und/oder organisatorische Maßnahmen kompensiert wird, liegt nicht vor.
- Eine Selbstüberwachung mit Fehlermeldung liegt nur in den Grenzsignalgebern und den Wertungsbaugruppen BFK vor. Diese Baugruppen geben eine Meldung an das Blockrechnersystem. Für die redundanten Logikschaltungen der Logikebene sowie für die Steuerebene ist eine automatische ständige Selbstüberwachung nicht erkennbar. Die Nachrüstung einer durchgängigen Selbstüberwachung wird empfohlen (E 6.4-15).
- Eine unerkannte Verstellung der Grenzwerte in den Grenzsignalgebern ist möglich. Es wird empfohlen, durch technische Maßnahmen diesen Mangel zu beseitigen (E 6.4-16).

- Es fehlt der Nachweis, daß zur Beherrschung von Störfällen manuell auszulösende Schutzaktionen nicht vor Ablauf von 30 Minuten erforderlich werden. Für manuell auszulösende Schutzaktionen sollten Sicherheitsgefahrenmeldungen gemäß KTA-Regel 3501 nachgerüstet werden (E 6.4-17).
- Es wird empfohlen, den Nachweis zu erbringen, daß das Sicherheitssteuersystem bei Ausfall der Stromversorgung eines Stranges keine sicherheitsgefährdenden Transienten auslöst (E 6.4-18).
- Es wird empfohlen, Nachweise für die internationalem Standard entsprechenden Typprüfungen aller eingesetzten Geräte zu erbringen. Wo das nicht möglich ist, sollte die Gerätetechnik ersetzt werden (E 6.4-19).
- Eine nachvollziehbare Qualitätssicherung liegt nicht vor.
- Obwohl in den Unterlagen von wiederkehrenden Prüfungen des Sicherheitssteuersystems gesprochen wurde, konnte ein Prüfkonzept nicht erkannt werden.

6.4.4 Störfallinstrumentierung

- **Beschreibung**

Zusätzlich zur Meßwerterfassung, -verarbeitung und -darstellung durch den Blockrechner werden alle Meßwerte, die zum Überführen des Reaktors in den sicheren Zustand, zur Überwachung der Arbeit des Sicherheitssystems und zur Überwachung des unterkritischen Zustandes des Reaktors wichtig sind, mit Hilfe von konventioneller Technik auf der Blockwarte wie auch auf der Reservewarte dargestellt. Dieses System nimmt Aufgaben wahr, die denen einer Störfallinstrumentierung laut KTA-Regel 3502 teilweise entsprechen. Aus den Unterlagen konnten jedoch keine Erkenntnisse gesammelt werden zum Umfang der Meßwerte, zu den Meßbereichen und zur Störfallfestigkeit der Technik.

Auf der Blockwarte und Reservewarte sollen sich laut Projekt je zwei redundante Gerätesätze zur Meßwertanzeige und Aufzeichnung befinden, die von je zwei unabhängigen zuverlässigen Stromversorgungssystemen gespeist werden. Die Aufzeichnung erfolgt durch anzeigende Schreiber. Durch diese Maßnahmen wird erreicht, daß bei

Ausfall des Blockrechnersystems oder bei Zerstörung der Blockwarte die Anzeige und Aufzeichnung der wichtigsten Parameter des Reaktors möglich ist.

Aus Unterlagen des ehemaligen Kombinates Kraftwerksanlagenbau /KAB 90/ ist zu ersehen, daß dieser Betrieb an einem eigenen Konzept einer Störfallinstrumentierung für das KKW Stendal gearbeitet hat.

- **Bewertungsmaßstab**

Grundlage des Bewertungsmaßstabes zur Störfallinstrumentierung sind das BMI-Kriterium 5.2 und die KTA-Regel 3502.

Im Kernkraftwerk müssen Einrichtungen zur Messung und Registrierung vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

- ausreichende Informationen über den Zustand der Anlagen liefern, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
- Hinweise auf den Verlauf geben und seine Dokumentation ermöglichen und
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten.

Die Meßgrößen der Störfallübersichtsanzeige sind so auszuwählen, daß sie nach Eintritt eines Störfalles eine Beurteilung des Anlagenzustandes hinsichtlich nachfolgend aufgeführter Kriterien ermöglichen:

- Wirksamkeit der Reaktorabschaltung
- Wirksamkeit der Nachwärmeabfuhr
- Wirksamkeit der primärseitigen und sekundärseitigen Druckbegrenzungs- und Druckreduzierungsmaßnahmen
- Wirksamkeit des Aktivitätseinschlusses.

Die Einrichtungen der Störfallübersichtsanzeige müssen den bei Störfällen und deren Folgen an ihrem jeweiligen Einbauort auftretenden Umgebungsbedingungen widerstehen und funktionsfähig bleiben.

- **Bewertung**

Aus den vorhandenen Unterlagen ist erkennbar, daß für das KKW Stendal prinzipiell Einrichtungen vorgesehen sind, die teilweise Aufgaben einer Störfallinstrumentierung erfüllen können. Die Störfallfestigkeit, der Umfang an Meßgrößen sowie die Störfallaufzeichnung werden jedoch nicht erläutert bzw. nachgewiesen. Eine Bewertung kann deshalb für diese Punkte nicht erfolgen. Es wird daher empfohlen, nachzuweisen, daß den Anforderungen an eine Störfallinstrumentierung entsprechend der KTA-Regel 3502 durch die vorhandenen Einrichtungen entsprochen wird. Ersatzweise sind Nachrüstungen vorzunehmen (E 6.4-20).

6.4.5 Zusammenfassende Bewertung der Leittechnik

Die räumlich getrennte Anordnung von Blockwarte und Reservewarte wird als gut eingeschätzt. Ebenso ist die räumliche Trennung der drei Stränge des Sicherheitssteuersystems zu bewerten.

Aussagen zur Qualitätssicherung, zur Störfallfestigkeit und zur Zuverlässigkeit der Ausrüstungen der Sicherheitsleittechnik liegen nicht vor. Die einzelnen Empfehlungen sind in Kapitel 10 aufgelistet. Wegen der Vielzahl der Empfehlungen wird vorgeschlagen, vertiefte Untersuchungen unter Nutzung der Betriebserfahrungen anderer Blöcke durchzuführen, die klären müssen, ob die vorgesehene Leittechnik im KKW Stendal genutzt werden kann oder nicht besser gleich generell auszutauschen ist.

6.5 Elektrische Energieversorgung

6.5.1 Netzanschluß und Generator

- **Beschreibung**

Bei der Anlage Stendal ist ein Generator mit folgenden Hauptparametern konzipiert:

Leistung:	1000	MW
Drehzahl:	3000	U/min
Frequenz:	50	Hz
Wirkungsgrad:	98.75	%

Über einen Leistungsschalter wird die elektrische Leistung vom Generator an zwei Blocktransformatoren mit einer Leistung von je 750 MVA abgeführt. Beide Transformatoren speisen in der ersten Ausbaustufe mit einem Kraftwerksblock in eine 220-kV-Schaltanlage des Umspannwerkes Schwarzholz. Über drei 220-kV-Doppelleitungen wird vom Umspannwerk Schwarzholz weiter in das Netz eingespeist. Nach dem Generator ist ein Leistungsschalter angeordnet, wodurch die Speisung der beiden Eigenbedarfstransformatoren bei Ausfall des Generators über beide oder einen der beiden Blocktransformatoren möglich ist. Aus der 220-kV-Schaltanlage wird die 110-kV-Schaltanlage gespeist. Sie versorgt die Reserveeigenbedarfstransformatoren sowie die Eigenbedarfstransformatoren der allgemeinen Eigenbedarfsversorgung.

In der zweiten Ausbaustufe des Kraftwerkes erfolgt die Einspeisung der beiden Blocktransformatoren so, daß einer in die 220-kV-Schaltanlage und der andere in eine noch zu errichtende 380-kV-Schaltanlage einspeist. Der Block soll für einen Lastabwurf auf Eigenbedarfsleistung bei Netzausfall ausgelegt sein.

- **Bewertungsmaßstab**

Grundlegende Forderungen zur Bewertung des Netzanschlusses sind in der KTA-Regel 3701 enthalten. Für die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems einer Reaktoranlage müssen mindestens folgende Einspeisungen zur Verfügung stehen:

- die blockseitige Eigenbedarfsversorgungsmöglichkeit durch den Blockgenerator des Kraftwerkes
- zwei netzseitige Eigenbedarfsversorgungsmöglichkeiten
- das Notstromsystem.

Bei Schaltungen mit Haupt-Netzanschluß, Generatorschalter und Reserve-Netzanschluß muß der Reserve-Netzanschluß ständig betriebsbereit und automatisch zuschaltbar sein. Seine Leistung muß zum Abfahren des Kraftwerkes unter Erhaltung der Hauptwärmesenke ausreichen. Zwischen Blockgenerator und Eigenbedarfsabzweig muß ein Generatorschalter vorhanden sein, der das Anfahren und Abfahren des Kraftwerkes über den Hauptnetzanschluß ermöglicht.

Der Notstrom-Netzanschluß und seine Einspeisequellen im Kernkraftwerk sind so auszulegen, daß die für die Nachwärmeabfuhr des Kernkraftwerksblockes mindestens erforderliche elektrische Leistung zur Versorgung eines Nachkühlstranges bezogen werden kann.

- **Bewertung**

Der schaltungstechnische Aufbau des Netzanschlusses entspricht den allgemeine Anforderungen der KTA-Regel 3701.1. Da aber in der ersten Ausbauphase der Netzanschluß nur über eine 220-kV-Schaltanlage geführt wird und auch von ihr die 110-kV-Schaltanlage gespeist wird, besteht die Möglichkeit eines Ausfalles aller Netzanschlüsse durch einen Defekt in der 220-kV-Schaltanlage. Der Bau einer zweiten, z.B einer 380-kV-Schaltanlage zur Schaffung einer Redundanz, wird deshalb empfohlen (E 6.5-1). Es wird empfohlen, einen Notstromnetzanschluß, der bisher nicht vorhanden ist, in Ausführungsart Verkabelung nachzurüsten (E 6.5-2).

6.5.2 Klassifizierung der Elektroenergieverbraucher

Vom Projektanten des elektrotechnischen Teils sind die Elektroenergieverbraucher wie folgt eingeteilt worden:

- **Kategorie I**

- Verbraucher, die eine Stromversorgungsunterbrechung nicht zulassen und eine zuverlässige Dauerversorgung nach dem Ansprechen des Sicherheitssystems des Reaktors erfordern
- Verbraucher, die eine Stromversorgungsunterbrechung nicht zulassen, die jedoch nach dem Ansprechen des Sicherheitssystems des Reaktors keine Dauereinspeisung erfordern
- Verbraucher, die im Normalbetrieb und bei Übergangsbetriebszuständen eine garantierte Einspeisung für die Dauer von 2 s benötigen, um ein unberechtigtes Ansprechen des Sicherheitssystems zu verhindern, die jedoch bei Spannungsausfall und nach dem Ansprechen des Sicherheitssystems ohne eine Stromversorgung auskommen

Verbraucher der Kategorie I werden von Batterien bzw. von Aggregaten zur unterbrechungsfreien Stromversorgung des Notstromsystems versorgt.

- **Kategorie II**

- Verbraucher, die kurzzeitige Spannungsunterbrechungen vertragen und die nach dem Ansprechen des Sicherheitssystems unbedingt versorgt werden müssen

Verbraucher der Kategorie II werden von den 6-kV- oder 380-V-Schienen des Notstromsystems gespeist.

- **Kategorie III**

- Verbraucher, die keine höheren Anforderungen an die Versorgungssicherheit stellen

Die Verbraucher der Kategorie III werden von der Eigenbedarfsanlage gespeist.

6.5.3 Eigenbedarfsanlage

- **Beschreibung**

Im Eigenbedarfsnetz des KKW werden 6-kV- und 380/220-V-Schienen zur Speisung der Verbraucher der Kategorie III bereitgestellt. Zu ihnen gehören z.B. die Kühlwasserpumpen und die Hauptumwälzpumpen.

Die Eigenbedarfsversorgung im Kraftwerk ist unterteilt in die Eigenbedarfsversorgung des Maschinenhauses und des Reaktorgebäudes sowie in die allgemeine Eigenbedarfsversorgung.

Das Prinzipschaltbild der Eigenbedarfsversorgung für das Maschinenhaus und das Reaktorgebäude (Bild 6.5-1) zeigt, daß vier voneinander unabhängige 6-kV-Blockverteilungen von insgesamt zwei Eigenbedarfstransformatoren gespeist werden. Die beiden Eigenbedarfstransformatoren mit einer Leistung von je 63 MVA können vom Generator und bei Generatorabschaltung auch vom Netz gespeist werden. Zusätzlich existieren zwei Eigenbedarfsreservetransformatoren mit einer Leistung von je 63 MVA, die über eine 110-kV-Leitung von der Schaltanlage aus die volle Eigenbedarfsversorgung ermöglichen.

Die 6-kV-Ebene wurde in vier unabhängige Verteilungen unterteilt. An jede Verteilung ist eine Hauptumwälzpumpe angeschlossen.

Die allgemeine Eigenbedarfsversorgung dient zur Versorgung der Nebenanlagen und Hilfssysteme. Zur Erhöhung der Versorgungssicherheit wurde die allgemeine Eigenbedarfsversorgung mit einem eigenen Dieselaggregat mit den Kennwerten 6,3 kV/6,3 MW ausgerüstet.

Zu den von der allgemeinen Eigenbedarfsversorgung gespeisten Systemen gehören

- Anlagen der Strahlenschutzüberwachung,
- Dieseldieseltreibstoffpumpen zur Nachspeisung von Dieseldieseltreibstoff aus dem zentralen Tanklager in die Zwischentanklager der drei Notstromanlagen und
- Gleichrichter zur Batterienachladung der Notbeleuchtung.

Die allgemeine Eigenbedarfsversorgung besteht aus vier 6-kV-Schienen, die von zwei eigenen Transformatoren je 40 MVA aus der 110-kV-Schaltanlage eingespeist werden. Von den 6-kV-Schienen werden über Transformatoren die 0,4-kV-Schienen versorgt.

- **Bewertungsmaßstab**

Basis für den Bewertungsmaßstab der Eigenbedarfsanlage sind das BMI-Kriterium 1.1 (Grundsätze der Sicherheitsvorsorge) sowie die KTA-Regel 3701.

Durch hohe Anforderungen an die Auslegung und die Qualität der Anlage muß auch ohne Inanspruchnahme der Sicherheitseinrichtungen ein möglichst störfallfreier und umweltverträglicher Betrieb der Anlage gewährleistet sein. Insbesondere sind ausreichende Sicherheitszuschläge, überprüfte Werkstoffe, die Instandhaltungsfreundlichkeit der Anlagenteile und eine umfassende Qualitätssicherung zu verwirklichen.

Die räumliche Anordnung der Eigenbedarfsanlage ist so auszuführen, daß durch ein einzelnes versagenauslösendes Ereignis nicht alle Versorgungsmöglichkeiten ausfallen können.

Neben dem BMI-Kriterium sind auch die entsprechenden Vorschriften von VDE und DIN zu berücksichtigen.

- **Bewertung**

Das System der Eigenbedarfsversorgung entspricht den allgemeinen Anforderungen der KTA-Regel 3701.1 hinsichtlich räumlicher Anordnung. Die Aufteilung der 6-kV-Ebene in vier unabhängige Verteilungen mit je einer Hauptumwälzpumpe sowie die Stützung der allgemeinen Eigenbedarfsanlage durch ein Dieselaggregat ist gegeben. Aus den Betriebserfahrungen schon in Betrieb befindlicher Blöcke gleichen Typs (siehe Kapitel 8) ist zu erkennen, daß insbesondere die Qualität der Kabel und Schalter mangelhaft ist. Kabel und Schalter sollten gegen typgeprüfte ausgetauscht werden (E 6.5-3). In der Eigenbedarfsanlage muß eine ausreichende Selektivität gegen Kurzschluß sowie ein Schutz gegen übergreifende Folgeausfälle zwischen den einzelnen 0,4-kV- und 6-kV-Einspeiseschienen nachgerüstet werden (E 6.5-4).

6.5.4 Notstromsystem

- **Beschreibung**

Das Notstromsystem versorgt Verbraucher der Kategorie I und II (siehe auch Abschnitt 6.5.2).

Aus dem Projekt des KKW Stendal ist zu erkennen, daß Verbraucher mit Notstrom versorgt werden, die nach den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerks nicht mit Notstrom versorgt werden müßten. Dazu gehören z. B. die Steuerelemente und die Betriebsleittechnik. Diese Verbraucher werden mit Notstrom versorgt, um ihre Funktion bei kurzzeitigen oder auch längerfristigen Stromausfällen sichern zu können. Dadurch sollen eventuell eintretende Störungen im Kraftwerksbetrieb vermieden werden.

- Notstromversorgung des Sicherheitssystems

Um die Notstromversorgung des Sicherheitssystems zu sichern, sind adäquat zu den drei verfahrenstechnischen Strängen des Sicherheitssystems ebenfalls drei voneinander völlig unabhängige, identische Notstromanlagen aufgebaut (Bild 6.5-2). Jede einzelne der drei Notstromanlagen ist so ausgelegt, daß sie den ihr zugeordneten Strang des Sicherheitssystems bei voller Belastung speisen kann. Die 6-kV-Schiene der jeweiligen Notstromanlage erhält unter Normalbedingungen ihre Einspeisung über zwei in Reihe geschaltete Schalter von einer der 6-kV-Verteilungen der Eigenbedarfsversorgung. Fällt diese Einspeisung aus, so schaltet sich automatisch ein eigener Dieseldiesele-generator ein.

Die Verbraucher der Kategorie II werden direkt oder über einen zwischengeschalteten Transformator von der 6-kV-Notstromschiene versorgt.

Die Verbraucher der Kategorie I werden aus einem Aggregat zur unterbrechungsfreien Stromversorgung gespeist. Dieses Aggregat ist über einen Trenntrafo mit der 6-kV-Notstromschiene verbunden. Es besteht aus zwei Gleichrichtern, einer Batterie sowie zwei Wechselrichtern. Die beiden Gleichrichter speisen die Gleichstromschiene, wobei einer unter anderem für das Nachladen der Batterie zuständig ist. Um den

Einfluß von Kurzschlüssen in den 220-V-Gleichstromabgängen auf den Wechselrichterbetrieb auszuschließen, ist zwischen den genannten Abgängen und der Zuleitung zu den Wechselrichtern eine Trenndiode eingebaut. Die beiden Wechselrichter erzeugen aus der Gleichspannung sinusförmige 380/220-V-Wechselspannung zur Versorgung der Wechselstromverbraucher der Kategorie I. Aus den Unterlagen ist nicht zu erkennen, wie diese Verbraucher auf die Wechselrichter aufgeschaltet sind. In neueren WWER-1000-Anlagen sind vier Wechselrichter in jeder Notstromanlage vorgesehen. Damit soll die Versorgung der Sicherheitsleittechnik zuverlässiger sichergestellt werden.

Die Schalt- und Verteilungsanlagen der drei Notstromanlagen sind in unterschiedlichen Räumen des Reaktorgebäudes untergebracht. Die zugehörigen Kabel sind auf voneinander getrennten Trassen verlegt. Die Dieselgeneratoren der drei Notstromanlagen befinden sich in drei unterschiedlichen, räumlich getrennten Gebäuden. Außer ihnen sind dort jeweils untergebracht:

- die Druckluftanlage mit Verdichter zur Sicherung der Starterluft des Diesels sowie zur Sicherung der Funktion der Druckluftantriebe der Lokalisierungsarmaturen des jeweiligen Stranges des Sicherheitssystems,
- die Steuerspannungsversorgung des Dieselgenerators aus einer 24-V-Batterie mit einer Kapazität von 200 Ah,
- die Pumpstation für die Wasserversorgung der wichtigsten Verbraucher des Reaktorgebäudes des jeweiligen Stranges des Sicherheitssystems und
- die Schmierstoffanlage mit einer Ölreserve für 20 Tage, die in Entnahmebehältern von 5 m³ und 1 m³ gelagert wird.

Für die Dieselkraftstoffbevorratung sind eine Reihe von Tanks vorgesehen:

- Für jeden Dieselgenerator ist in der Notstromanlage ein Entnahmebehälter mit 15 m³ Volumen vorhanden, der den Betrieb des Dieselmotors für sieben Stunden sichert.
- Für jede Notstromanlage ist ein unterirdischer Zwischenbehälter mit 100 m³ Volumen vorhanden, der den Betrieb eines Dieselmotors zwei Tage sichert.

Für alle drei Notstromanlagen zusammen ist ein Grundreservetanklager, bestehend aus zwei Behältern mit je 500 m³ Volumen, mit einer gemeinsamen Lagerkapazität von sieben Tagen vorgesehen. Die nötigen Pumpen werden von der allgemeinen Eigenbedarfsversorgung, welche durch ein Dieselaggregat gestützt ist, versorgt.

Die Druckluftanlage je Dieselgenerator zum Anlassen des Dieselmotors besteht aus zwei Druckluftflaschen und gewährleistet mit dem Inhalt der Flaschen ein sechsmaliges beschleunigtes Anlassen des Dieselmotors. Verbrauchte Druckluft wird automatisch vom Verdichteraggregat ergänzt.

Bei der Auswahl des Dieselaggregates hat der Projektant eine maximal benötigte Spitzenleistung von 5958 kW und eine maximale Dauerleistung von 5021 kW ermittelt. Ausgewählt wurde ein Dieselaggregat mit einer Dauerleistung von 6200 kW /ATP 87b/.

Für die beiden Notstromtransformatoren einer Notstromanlage zur Speisung der beiden 0,4-kV-Schienen der Kategorie II hat der Projektant bei einer Gesamtbelastung von 1590 kVA zwei Transformatoren mit je 1000 kVA ausgewählt.

Für jede Notstromanlage ist zur Umschaltung auf Notstrom, zum Start des Dieselgenerators sowie zur stufenweisen Zuschaltung der Last eine eigene Automatik vorhanden. Die Auslösung des Dieselgeneratorstarts erfolgt nur durch Unterspannungsanregung. Jede Automatik ist vom Geber bis zur Signalauslösung mindestens in 1v2-Auswahlschaltung aufgebaut. Durch sie wird gewährleistet,

- daß im Startmoment des Diesels eine Überlastung vermieden wird, indem alle Verbraucher der Kategorie II von den 6-kV- und 0,4-kV-Schienen zunächst abgeschaltet werden,
- daß die Schalter zur Eigenbedarfsanlage geöffnet werden,
- daß die Verbraucher zeitverzögert nach einem Stufenprogramm unter Beachtung verfahrenstechnischer Randbedingungen wieder zugeschaltet werden,
- daß das Einschalten von Aggregaten durch das Bedienungspersonal bei Erreichen der Leistung des Dieselgenerators im Falle des Automatikversagens möglich ist und

- daß ein Ausschalten von Aggregaten durch das Bedienungspersonal nur möglich ist, wenn das Anregekriterium zur Auslösung des Sicherheitssystems nicht mehr vorliegt.

Die Notstromversorgung der Steuerelementantriebe erfolgt über zwei separate Transformatoren über Gleichrichter und eine Batterie. Die Stromversorgung des Havarie-schutzsystems wird durch je eine Verbindung zu den Notstromanlagen der drei Stränge des Sicherheitssystems realisiert.

Jeder Strang des Sicherheitssteuersystems wird von der zugehörigen Notstromanlage gespeist. Aus den Unterlagen geht aber nicht hervor, wie diese Versorgung im Detail erfolgt.

- Notstromversorgung der Betriebsleittechnik

Zur Notstromversorgung des Blockrechnersystems sowie der Funktionsgruppensteuerungen sind zwei weitere unterbrechungsfreie Stromversorgungseinheiten mit je einer Batterie mit Zellschalter vorgesehen (siehe Bild 6.5-3). Die unterbrechungsfreie Stromversorgung (USV) für das Blockrechnersystem wird einerseits über einen Trenntrafo von der 6-kV-Blockverteilung "BA" gespeist, kann aber andererseits auch durch Handschaltung an die 6-kV-Verteilung der Notstromanlage I über einen Reservetrafo zugeschaltet werden. Damit wird erreicht, daß der im Störfall vorhandene Umfang an Informationen auf der Blockwarte nicht nur durch die vorhandenen konventionellen Sekundärgeräte dargestellt wird, sondern in weiten Teilen durch das Blockrechnersystem zur Verfügung gestellt werden kann.

- **Bewertungsmaßstab**

Grundlage für die Bewertung des Notstromsystems sind die KTA-Regeln 3701.1, 3702.1, 3703 und 3704. Die für die Sicherheit eines Kraftwerkes wichtigen Verbraucher sind an Notstromanlagen anzuschließen. Die Notstromschaltanlagen sind immer derart unter Spannung zu halten, daß die Notstromverbraucher die Notstromleistung aus der Eigenbedarfsanlage und bei Ausfall dieser Energieversorgung aus Notstromerzeugungsanlagen beziehen können. Der Ausfall der Eigenbedarfseinspeisung muß an jeder Diesel-Generator-Schiene durch eine Spannungsüberwachung sowie durch

eine Frequenzüberwachung (als zweites Anregekriterium) erfaßt werden. Die Redundanz der Notstromerzeuger- und Verteilersysteme muß der Redundanz der verfahrenstechnischen Systeme entsprechen. Die Notstromanlagen sind so auszulegen, daß nach Anforderung einer Notstromanlage für mindestens 30 Minuten keine Handeingriffe zum Betrieb der Notstromanlage erforderlich sind. Der Notstrombetrieb soll beendet werden, wenn die Versorgung aus der Eigenbedarfsanlage wieder sicher verfügbar ist.

Die redundanten Stränge von Notstromanlagen sind räumlich so voneinander getrennt anzuordnen oder gegeneinander derart zu schützen, daß versagenauslösende Ereignisse in einem Strang nicht auf andere Stränge übergreifen können.

Zur Bestimmung der Leistung des Dieselmotors ist die Bilanz der Wirkleistungen für jede strangweise Dieselaggregateanordnung zu erstellen. Auf die aus den Leistungsbilanzen ermittelte maximale Leistung muß ein Sicherheitszuschlag von mindestens 10 % aufgeschlagen werden. Der Druckluftvorrat je Dieselaggregate ist so zu bemessen, daß sechs aufeinanderfolgende automatische Anlaßvorgänge möglich sind.

Für die Batterien zur unterbrechungsfreien Stromversorgung von Notstromverbrauchern ist für jeden Strang eine eigene Stromverbrauchsbilanz zu ermitteln. Ein Sicherheitszuschlag von mindestens 10 % ist aufzuschlagen. Entsprechend RSK-Empfehlung darf die Entladezeit je Batterie nicht unter 2 h liegen.

- **Bewertung**

Die Notstromversorgung des Sicherheitssystems erfüllt hinsichtlich Redundanz, räumlich getrenntem Aufbau und Funktionalität die grundlegenden Forderungen der angeführten Regeln.

Die konsequente räumliche Trennung der Schaltanlage und der drei Notstromdieselgebäude ist gegeben.

Die stufenweise Belastung der Notstromanlage mit Verbrauchern bei Spannungsausfall an der 6-kV-Notstromschiene erfolgt unabhängig vom weiteren Störfallverlauf nach ein und demselben Programm. Damit wird der Forderung der KTA-Regel 3701 nach

einer Auslegung der Notstromanlage bei Zugrundelegung des gleichzeitigen Ausfalls der Eigenbedarfsversorgung jeweils mit einem der Auslegungsstörfälle genüge getan.

Da eine Unterfrequenzanregung zum Start des Dieselgenerators fehlt, sollte sie nachgerüstet werden (E 6.5-5). Es ist nicht möglich, die Stromversorgung des Sicherheitssystems gegebenenfalls von Notstrom- auf Normaleinspeisung zurückzuschalten, wenn noch verfahrenstechnische Anregekriterien anstehen. Es sollte deshalb für die Rückschaltmöglichkeit eine Synchronisierereinrichtung für jedes Dieselaggregat nachgerüstet werden (E 6.5-6).

Das Konzept des gemeinsamen Grundreservedieselmotorkraftstofflagers für alle drei Notstromanlagen ist zu überdenken. Insbesondere der Ausfall der zugehörigen Treibstoffpumpen bei Ausfall der zugehörigen Stromversorgung ist negativ zu bewerten.

Für die Auswahl der Batterien liegt eine Stromverbrauchsbilanz vor, jedoch ist die Auswahl der Batterien sowie der Nachweis der Einhaltung der Entladezeit von > 2 Stunden nicht nachvollziehbar. Der Nachweis zur Einhaltung der Entladezeit von > 2 Stunden ist vorzulegen (E 6.5-7). Für die elektrotechnischen Einrichtungen des Eigenbedarfs wie auch der Notstromsysteme sind vom Projektanten eine Reihe von Anzeige-, Melde- und Gefahrenmeldeeinrichtungen wie auch eine Reihe von Schutzvorrichtungen vorgesehen. Es kann aber aufgrund ungenügend vorhandener Informationen aus den Unterlagen nicht eingeschätzt werden, ob diese Einrichtungen den Anforderungen der KTA-Regeln genügen. Aus den Betriebserfahrungen schon in Betrieb befindlicher Blöcke gleicher Baulinie (siehe Kapitel 8) ist erkennbar, daß im Zusammenhang mit der Gewährleistung der Selektivität bei Kurzschluß das Kabel- und Schalterkonzept zu überarbeiten ist (E 6.5-8). Die in den Notstromanlagen eingesetzten Komponenten müssen typgeprüft sein (E 6.5-9). Da davon ausgegangen werden kann, daß im Rahmen der Ertüchtigung des Sicherheitssystems sich die Anzahl der mit Notstrom zu speisenden Verbraucher erhöhen wird, sollten leistungsstärkere Notstromdieselaggregate zum Einsatz kommen (E 6.5-10).

Eine Wertung des Erdungs- und Blitzschutzkonzeptes ist aus den vorhandenen Unterlagen nicht möglich.

6.5.5 Zusammenfassende Bewertung der Elektrotechnik

Das Konzept der räumlichen Trennung der drei Notstromanlagen sowie die Aufteilung der 6-kV-Eigenbedarfsebene in vier unabhängige Schienen sind positiv zu bewerten. Nachweise zur Einhaltung der Störfallfestigkeit, der Qualitätssicherung, der Kurzschlußfestigkeit und der Selektivität bei Kurzschluß der elektrotechnischen Ausrüstungen lagen nicht vor. Die Prüfbarkeit der Notstromanlage ist sicherzustellen. Die einzelnen Empfehlungen sind im Kapitel 10 aufgelistet.

Wegen der Vielzahl der Empfehlungen wird vorgeschlagen, Untersuchungen durchzuführen, die klären müssen, ob die vorgesehene Elektrotechnik im KKW Stendal eingesetzt werden kann oder nicht besser generell auszutauschen ist.

Literatur zu Kapitel 6

/AEP 87a/ Atomenergoprojekt

Wirkschalbilder für die Steuerung der Elektroantriebe,

Blatt 1 bis 59

Moskau, 1987

GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0355

/AEP 87b/ Atomenergoprojekt

Reaktorhaus, Album individueller Algorithmen für E-Motoren,

Blatt 1 bis 67

Moskau, 1988

GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0356

/ATP 87a/ Atomteploelektroprojekt

Algorithmen der Schutzeinrichtungen und Verriegelungen,

Blatt 1 bis 257

Moskau, 1987

GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0354

/ATP 87b/ Atomteploelektroprojekt

Wirkschalbilder der Schutzeinrichtungen und Verriegelungen,

Blatt 1 bis 190

Moskau, 1987

GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0357-1

/ATP 87c/ Atomteploelektroprojekt

Sekundäre Schaltungen der Eigenbedarfselemente,

Blatt 1 bis 105

Moskau, 1987

GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0353-1

/BEW 90/ K.A.B. AG

Untersuchung zu einer vorläufigen Bewertung der sicherheitstechnischen Auslegung KKW Stendal 1 / Block A,
Teil 1: System- und Anlagentechnik, Band 1, Siemens AG, Bereich Energieerzeugung
Ausgabe 8/1990

/ELT 90/ Siemens AG, Bereich Energieerzeugung

Elektro- und Leittechnik, Grundkonzept Kernkraftwerk Stendal,
1990

/GID 90/ Hidropress

Verzeichnis der Havarie- und Warnschutzsignale des Reaktors W-320,
Podolsk, 1990
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0162-3

/KAB 90/ K.A.B. AG

Störfallinstrumentierung KKW Stendal 1,
Berlin
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0424-1

/KAB 91/ K.A.B. AG

Abschlußbericht zur verfahrenstechnischen Bearbeitung der Systeme, Lüftungssysteme AH (Kontrollbereich)
1. 2. 1991

/KKA 90/ Kombinat Kraftwerksanlagenbau

Konzeption für die Zusatzmeß- und -auswertetechnik (ZMAT) zur IBS des KKW Stendal, Arbeitsbericht,
Berlin, 1990
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0423

/KKS 90a/ KKW Saporoschje-5

System der SUS-Antriebe, Zuverlässigkeitsanalyse
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0431

/KKS 90b/ KKW Saporoschje-5

Reaktoranlage W-320, Neutronenflußmeßsystem, Zuverlässigkeitsanalyse
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0432

/KKS 90c/ KKW Saporoschje-5

Reaktoranlage W-320, Elektroausrüstung SUS WWER 1000, Zuverlässigkeitsanalyse
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0430

/KKS 90d/ KKW Saporoschje-5

Beschreibung der technologischen Systeme für die Erarbeitung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0426-1

/MRE 92/ Meier, S.

Notizen zum Treffen mit russischen Experten vom 4. bis 11. März 1992 in Berlin
GRS, Technische Notiz

/OPB 73/ Ministerium für Energiewirtschaft und Elektrifizierung der UdSSR

Allgemeine Richtlinien zur Gewährleistung der Sicherheit von Kernenergieanlagen bei der Projektierung, Errichtung und Betrieb,
OPB-73

/OPB 82/ Staatliches Komitee zur Anwendung der Atomenergie in der UdSSR

Allgemeine Richtlinien zur Gewährleistung der Sicherheit von Kernenergieanlagen bei der Projektierung, Errichtung und Betrieb,
OPB-82
Moskau, Juli 1982

/SIS 90/ K.A.B. AG

Systembeschreibung, Sicherheitssysteme
Vorhaben KKW Stendal, Block A
1990

- /SIE 90c/ SIEMENS, KKW Stendal I, Block A
Teil II: Komponentenqualität
Untersuchungen zu einer vorläufigen Bewertung der sicherheitstechnischen Auslegung
Band 3, Ausgabe 08/90
- /TEP 81/ Teploelektroprojekt, KKAB et al.
KKW Stendal, Technisches Projekt
1981
- /TPS 81/ Teploenergoprojekt
Technisches Projekt "KKW Stendal-1",
Teil 3: E- und BMSR-Technik,
Teil 8: Technische Begründung der Sicherheit des KKW,
Moskau, 1981
- /VAS 81/ Kombinat Kraftwerksanlagenbau
Verbindliches Angebot
Sicherheitsbericht KKW Stendal 4 x 1000 MW (DDR-Umfang)
Berlin, 05.12.1981
- /VNI 90/ Vniiem
Steuer- und Schutzsystem für WWER-1000 KKW Stendal,
Moskau, 1990
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0107

Tabellen zu Kapitel 6

- 6.1-1 **Zur Störfallbeherrschung erforderliche Sicherheitseinrichtungen**
- 6.4-1 **Anregekriterien zur Reaktorschnellabschaltung**
- 6.4-2 **Automatische Anregekriterien des Sicherheitssystems**

Tabelle 6.4-1 Anregekriterien zur Reaktorschnellabschaltung

Nr.	Anregekriterium	Parameter	
1	Periode im Quellbereich	T_{QB}	$\leq 10 \text{ s}$
2	Periode im Energiebereich	T_{EB}	$\leq 10 \text{ s}$
3	Neutronenflußdichte im Quellbereich	$N_{\phi QB}$	$\geq N_{\phi \text{sol} QB}$
4	Neutronenflußdichte im Energiebereich	$N_{\phi EB}$	$\geq 107 \% N_{\phi \text{sol} EB}$
5	Neutronenflußdichte im Energiebereich	$N_{\phi EB}$	$\geq N_{\phi \text{VORGABE}}$
6	Neutronenflußdichte im Energiebereich bei Abschalten 1 von 4 HUP	$N_{\phi EB}$	$\geq 75 \% N_{\text{Nenn}}$ nach 50 s nach Abschalten HUP
7	Neutronenflußdichte Energiebereich bei Abschalten 1 von 3 HUP, Betrieb der 2 gegenüberliegenden HUP	$N_{\phi EB}$	$\geq 60 \% N_{\text{Nenn}}$ nach 50 s nach Abschalten HUP
8	dito, aber Betrieb 2 benachbarter HUP	$N_{\phi EB}$	$\geq 50 \% N_{\text{Nenn}}$ nach 50 s nach Abschalten HUP
9	Höhenstand im Druckhalter	h_{DH}	$\leq 4600 \text{ mm}$
10	Druckabsenkung in Dampfleitung, Differenz der Sättigungstemperaturen des Primär- und des Sekundärkreislaufs	P_{FD} und Δt	$\leq 4.9 \text{ MPa}$ $\geq 75 \text{ K}$
11	Druckgefälle an der HUP	ΔP_{HUP}	von 0.39 MPa auf 0.25 MPa innerhalb von 5 s
12	Spannungsausfall HUP 1 von 2 oder 2 von 3 bei $N > 5 \% N_{\text{Nenn}}$ mit $T_v = 1,4 \text{ s}$ 2 von 4 bei $N > 75 \% N_{\text{Nenn}}$ mit $T_v = 6,0 \text{ s}$		
13	Druck über Reaktorkern	P N_R P t_{PKL}	$\leq 14.7 \text{ MPa}$ bei $\geq 75 \% N_{\text{Nenn}}$ $\leq 13.72 \text{ MPa}$ bei $\geq 260 \text{ }^\circ\text{C}$
14	Druck Frischdampf	P_{FD}	$\geq 7.84 \text{ MPa}$
15	Erdbeben		$\geq \text{Stärke 6 (MSK)}$
16	Höhenstand in einem Dampferzeuger bei in Betrieb befindlicher HUP	h_{DE}	$\leq \text{H-650 mm Nennhöhenstand in einem der 4 DE}$

Tabelle 6.4-1 Anregekriterien zur Reaktorschnellabschaltung (Fortsetzung)

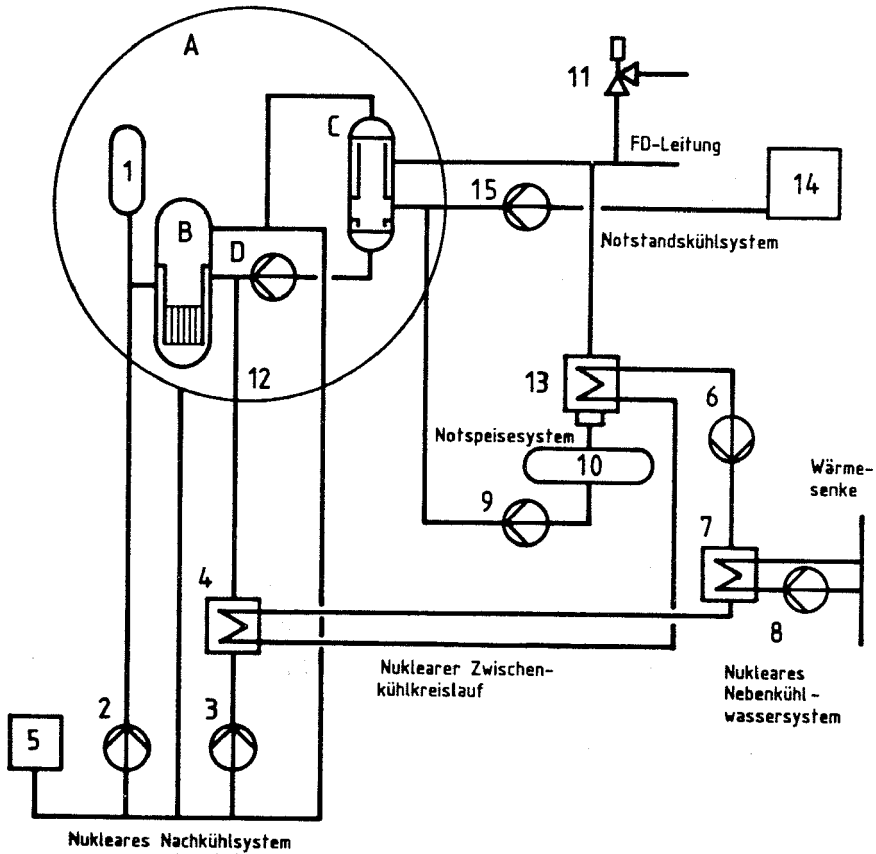
Nr.	Anregekriterium	Parameter
17	Frequenzabfall in 3 von 4 Blockverteilungen der HUP-Versorgung	$f \leq 46 \text{ Hz}$
18	Überdruck im Containment	$P \geq 0.029 \text{ MPa (Überdruck)}$
19	Druck im PKL	$P_{\text{PKL}} \geq 17.64 \text{ MPa}$
20	Differenz zwischen Sättigungstemperatur im PKL und Temperatur im heißen Strang	$\Delta t \leq 10 \text{ K}$
21	Temperatur in einem der 4 heißen Stränge	$t \geq t_{\text{Nenn}} + 8 \text{ °C}$
22	Ausfall SUS-Einspeisung 2 von 3	
23	Betätigung Taste HS in der BW oder RW	
24	Ausfall Starkstromeinspeisung SUS, 2 Eingänge mit $T_v = 3 \text{ s}$	
25	Ausfall GS-Speisung auf Feld "PAK", SUS	

Tabelle 6.4-2 Automatische Anregekriterien des Sicherheitssystems

Komponente	Automatische Anregekriterien
HD-Havarieboreinspeisepumpe TQ 14 (24, 34)	<ul style="list-style-type: none"> - Notstromfall: Einschalten nach Start des Dieseldieselgenerators mit $T_v = 5$ s, aber nur, wenn $t_{PKL} > 70$ °C ist (Rezirkulationsbetrieb) - Keine verfahrenstechnischen Kriterien
HD-Notkühlpumpe TQ 13 (23, 33)	<ul style="list-style-type: none"> - Notstromfall: Einschalten nach Start des Dieseldieselgenerators mit $T_v = 5$ s, aber nur, wenn $t_{PKL} > 70$ °C ist. - Eines der 6 verfahrenstechnischen Anregekriterien
ND-Notkühlpumpe TQ 12 (22, 32)	<ul style="list-style-type: none"> - Notstromfall: Einschalten nach Start des Dieseldieselgenerators mit $T_v = 5$ s, aber nur, wenn $t_{PKL} > 70$ °C ist - Notstromfall: Einschalten, wenn Dieseldieselgenerator eingeschaltet ist, Spannung an der 6-kV-Notstromschiene wieder da ist und $t_{PKL} < 70$ °C ist. - Eines der 6 verfahrenstechnischen Anregekriterien
Nebenkühlwasserpumpe VF 10 (20,30), [QF 11 (21, 31)]	<ul style="list-style-type: none"> - wie TQ 12, jedoch $T_v = 10$ s
Gebäudesprühpumpe TQ 11 (21, 31)	<ul style="list-style-type: none"> - wie TQ 13, jedoch $T_v = 30$ s
Havariespeisewasserpumpe	<ul style="list-style-type: none"> - wie TQ 13, jedoch $T_v = 40$ s
Lokalisierungsarmaturen	<ul style="list-style-type: none"> - Eines der ersten beiden verfahrenstechnischen Anregekriterien
<p>Die sechs verfahrenstechnischen Anregekriterien:</p>	
<ul style="list-style-type: none"> - Druck im Containment $P_c > 0.129$ MPa - Differenz zwischen der Sättigungstemperatur des Kühlmittels im Primärkreislauf (PKL) und der maximalen Temperatur des Kühlmittels in einer der vier Schleifen des PKL $\Delta t < 10$ K - Differenz zwischen der Sättigungstemperatur des PKL und der Sättigungstemperatur des Wassers im Dampferzeuger (DE) 1 oder DE 2 $\Delta t > 75$ K bei einem Frischdampfdruck $P_{FD} < 4.9$ MPa - Differenz zwischen der Sättigungstemperatur des PKL und der Sättigungstemperatur des Wassers im DE 3 oder DE 4 $\Delta t > 75$ K bei $P_{FD} < 4.9$ MPa - Druckänderungsgeschwindigkeit im DE 1 oder DE 2 > 0.149 MPa/s bei $P_{FD} < 5.1$ MPa - Druckänderungsgeschwindigkeit im DE 3 oder DE 4 > 0.149 MPa/s bei $P_{FD} < 5.1$ MPa 	
<p>Die letzten beiden Anregekriterien sind in neueren Projekten ersetzt worden durch folgendes Anregekriterium:</p>	
<ul style="list-style-type: none"> - geringer Höhenstand im Druckhalter und niedriger Frischdampfdruck 	

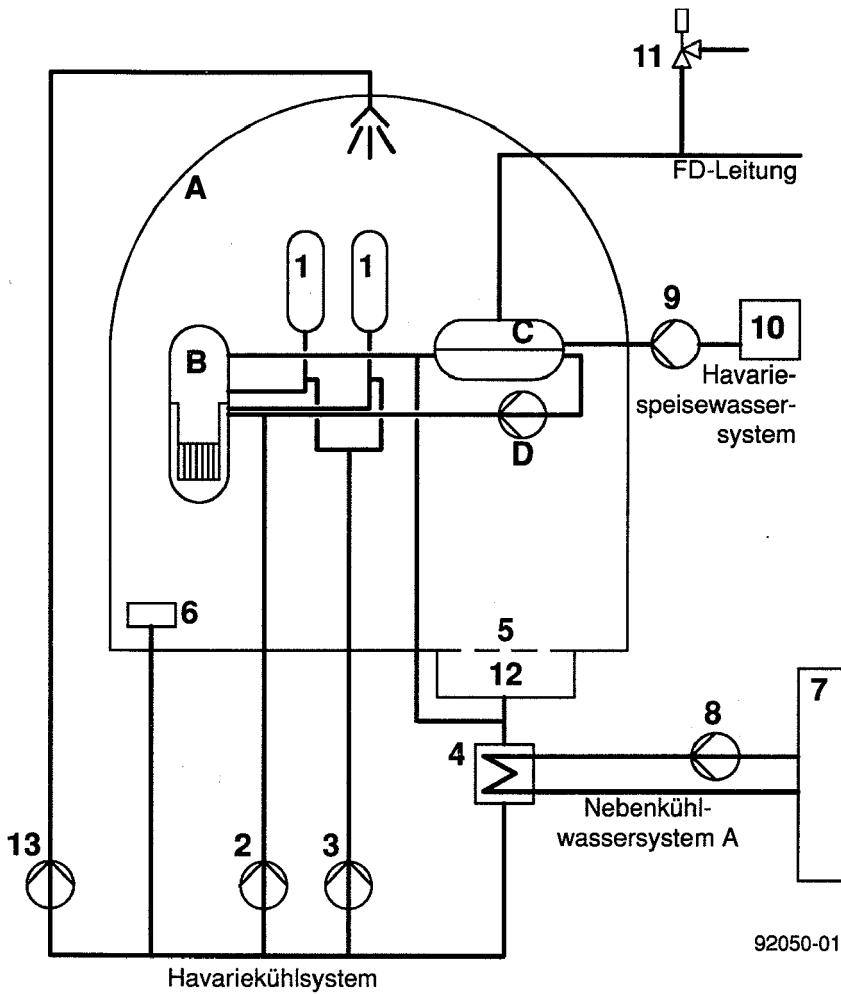
Bilder zu Kapitel 6

- 6.3-1 Vereinfachte Darstellung der Nachwärmeabfuhrsysteme eines bundesdeutschen Kernkraftwerkes mit DWR nach KTA 3301
- 6.3-2 Sicherheitseinrichtungen
- 6.3-3 KKW Stendal, Primärkreislauf mit anschließenden Sicherheitseinrichtungen
- 6.3-4 KKW Stendal, Frischdampf- und Speisewassersystem mit anschließenden Sicherheitseinrichtungen
- 6.3-5 Legende der Symbole für die Bilder 6.3-3 und 6.3-4
- 6.3-6 Zuspeisesystem
- 6.3-7 Nebenkühlwassersystem A, Verbraucher des Nebenkühlwassersystems B und Zwischenkühlkreislauf Reaktorgebäude (ZKKL)
- 6.4-1 Struktur des Neutronenflußmeßsystems
- 6.4-2 Havarieschutzsystem: Anschlußprinzip Impulsleitungen - Geber
- 6.4-3 Blockschaltbild eines Kanals eines Stranges der Logikebene zur Reaktorschnellabschaltung
- 6.4-4 Blockschaltbild eines Stranges des Sicherheitssystems
- 6.5-1 Prinzipschaltbild Eigenbedarf, 6-kV- und 0.3-kV-Ebenen, Teil Maschinenhaus und Reaktorgebäude (ohne allgemeine Eigenbedarfsversorgung)
- 6.5-2 Prinzipschaltbild der Notstromversorgung eines Stranges des Sicherheitssystems
- 6.5-3 Prinzipschaltbild der Notstromversorgung der Betriebsleittechnik



- | | | | |
|----|----------------------------------|---|----------------------|
| 1 | Druckspeicher (Kernflutbehälter) | A | Sicherheitsbehälter |
| 2 | Sicherheitseinspeisepumpe | B | Reaktordruckbehälter |
| 3 | Nachkühlpumpe | C | Dampferzeuger |
| 4 | Nachwärmekühler | D | Hauptkühlmittelpumpe |
| 5 | Borwasserbecken | | |
| 6 | Zwischenkühlpumpe | | |
| 7 | Zwischenkühler | | |
| 8 | Nebenkühlwasserpumpe | | |
| 9 | Notspeisepumpe | | |
| 10 | Vorlagebehälter | | |
| 11 | Frischdampf-Abblasesation | | |
| 12 | Sicherheitsbehältersumpf | | |
| 13 | Notkondensator | | |
| 14 | Kondensatbecken | | |
| 15 | Kondensatpumpe | | |

Bild 6.3-1 Vereinfachte Darstellung der Nachwärmeabfuhrsysteme eines bundesdeutschen Kernkraftwerkes mit DWR nach KTA 3301



92050-01

- 1 Kernflutbehälter
- 2 HD-Notkühlpumpe
- 3 ND-Notkühlpumpe
- 4 Havariekühler
- 5 Containmentsumpf
- 6 Vorratsbehälter für konz. Borsäure
- 7 Wärmesenke (Sprühbecken)
- 8 Nebenkühlwasserpumpe A
- 9 Havarie-speisewasserpumpe
- 10 Havarie-speisewasserbehälter
- 11 Frischdampf-Abblasestation BRU-A
- 12 Havarieborbehälter
- 13 Gebäudesprühpumpe

- A Containment
- B Reaktordruckgefäß
- C Dampferzeuger
- D Hauptumwälzpumpe

Bild 6.3-2 Sicherheitseinrichtungen

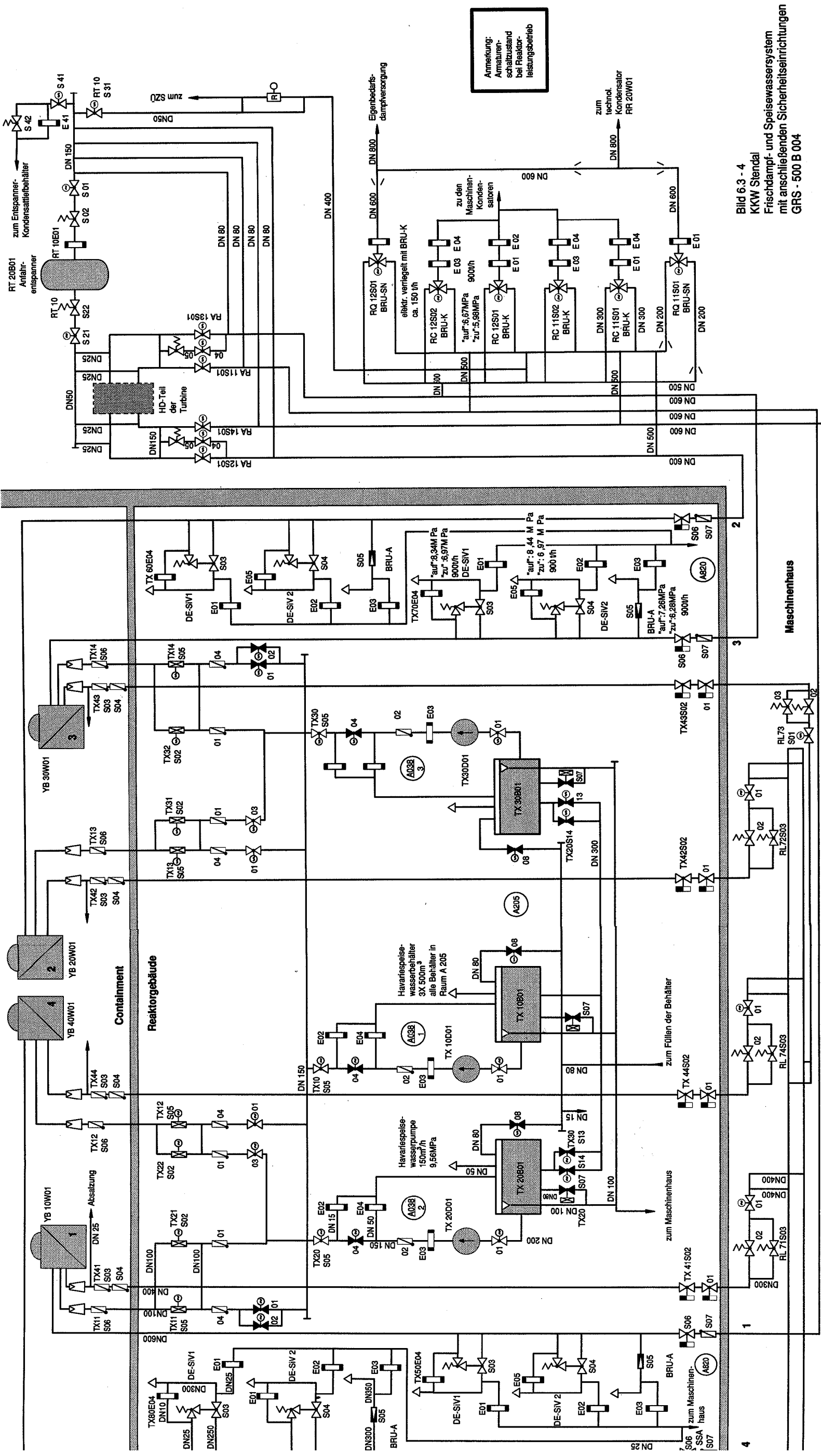


Bild 6.3 - 4
 KKW Stendal
 Frischdampf- und Speisewassersystem
 mit anschließenden Sicherheitseinrichtungen
 GRS - 500 B 004

92050 - 07 bis 10

Symbol	Bezeichnung	Symbol	Bezeichnung
	offene/ geschlossene Handarmatur		Belüftung auf drucklosen Behältern
	offene/ geschlossene Armatur mit Elektroantrieb		Drosselblende
	geschlossene, mit Schloß gesicherte Handarmatur		Ausflußbegrenzer
	schnellschließende Armatur mit Druckluftantrieb		Mengenmeßstelle
	Regelarmatur mit Elektroantrieb		Pumpe
	Regelarmatur im Sekundärkreislauf		Rohrleitungs- verjüngung
	Rückschlagklappe		Rohrleitungs- erweiterung
	Druckminderer		Raum - Nummer
	federbelastetes Sicherheitsventil		Höhenkote
	Sicherheitsventil am Druckhalter		

92050-24

Bild 6.3-5 Legende der Symbole für die Bilder 6.3-3 und 6.3-4

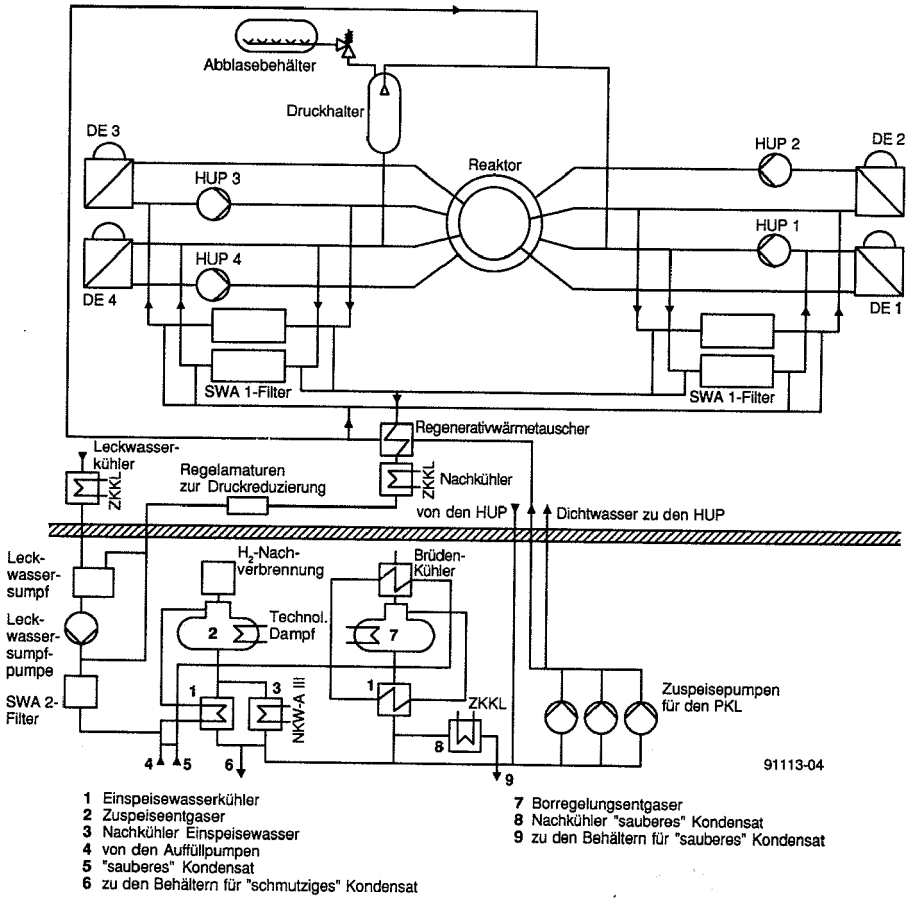
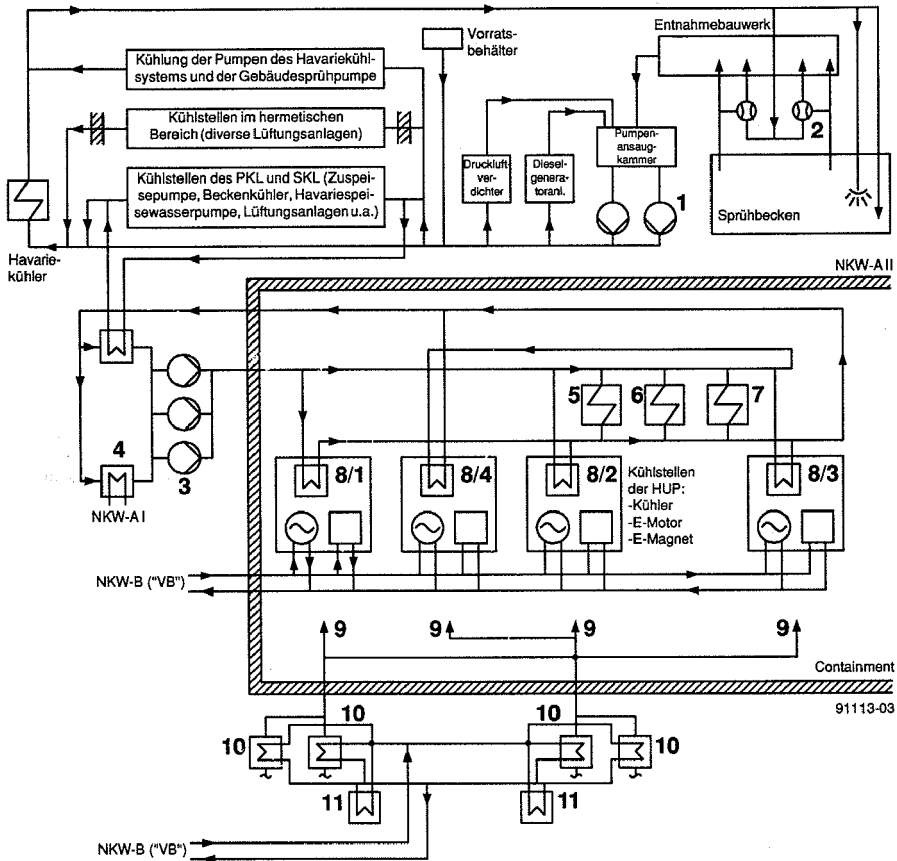
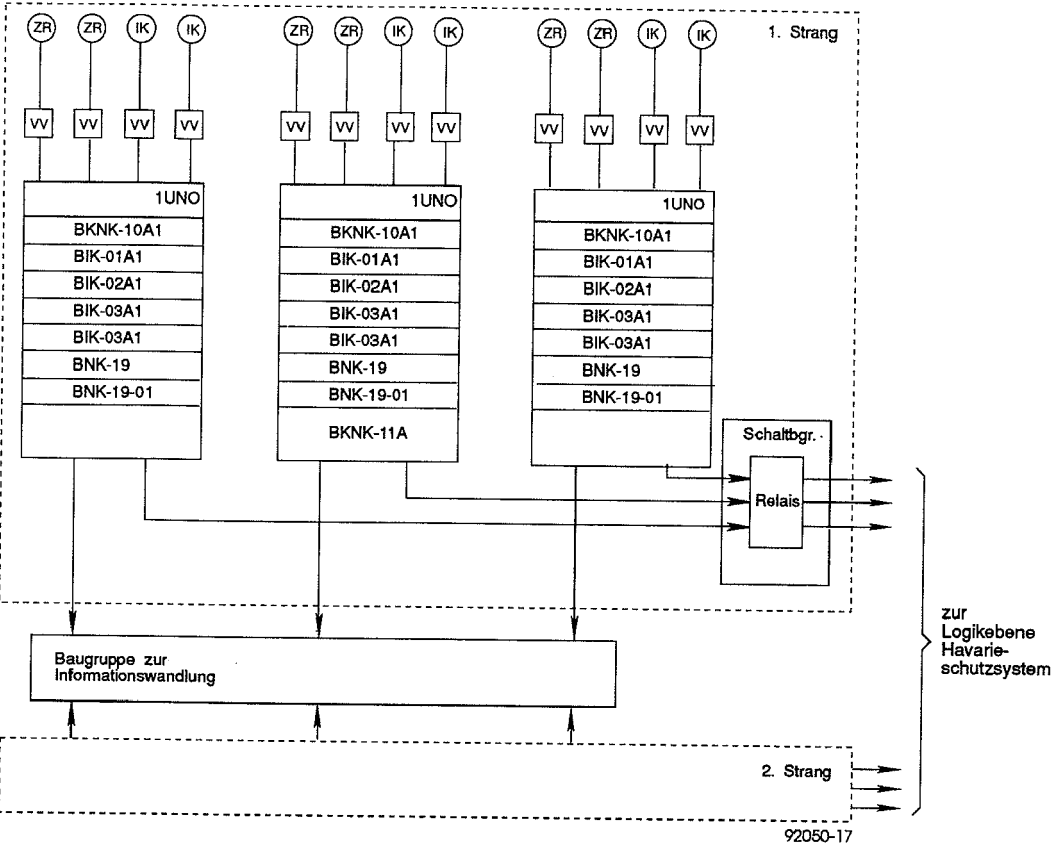


Bild 6.3-6 Zuspeisesystem



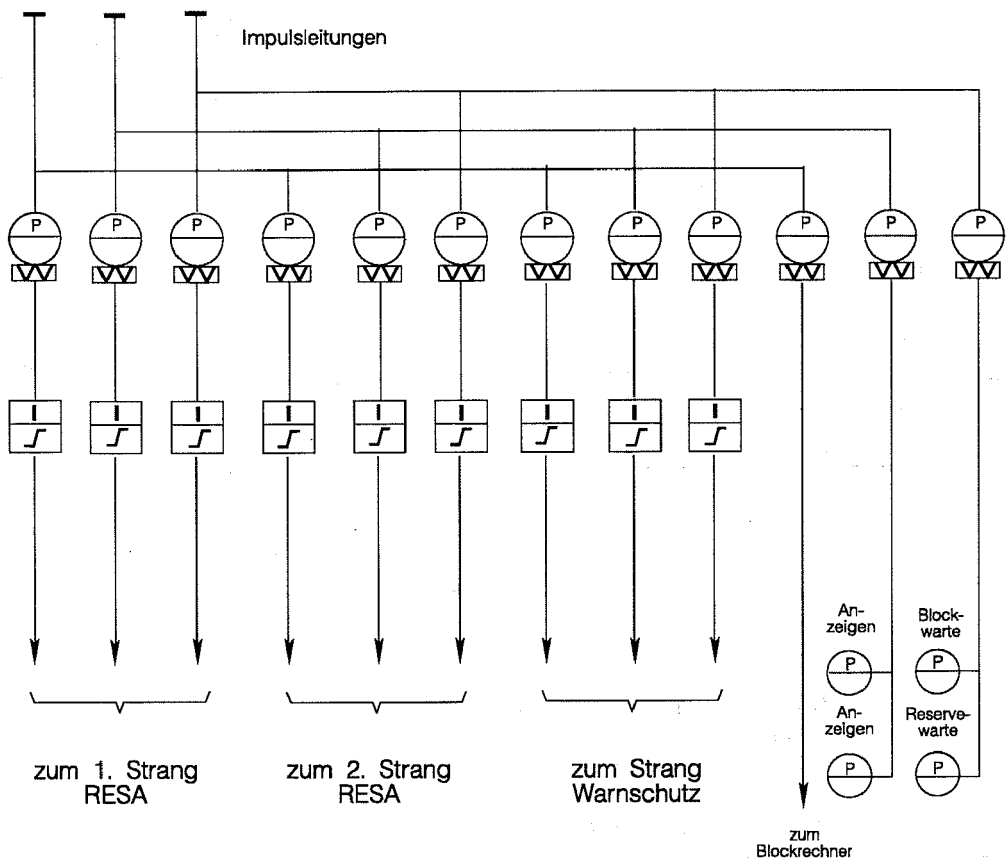
- | | |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> 1 Nebenkühlwasserpumpen 2 Wasserstrahler für Hebeleitungen 3 Pumpen des ZKKL 4 Kühler des ZKKL 5 Leckwasserkühler | <ul style="list-style-type: none"> 6 Kühlung des Abblasebehälters 7 Nachkühler der SWA 1 8 /1-4Kühlstellen der HUP 9 Schmieröl zu den HUP 10 Ölkühler 11 Öldampfkühler |
|---|--|

Bild 6.3-7 Nebenkühlwassersystem A, Verbraucher des Nebenkühlwassersystems B und Zwischenkühlkreislauf Reaktorgebäude (ZKKL)



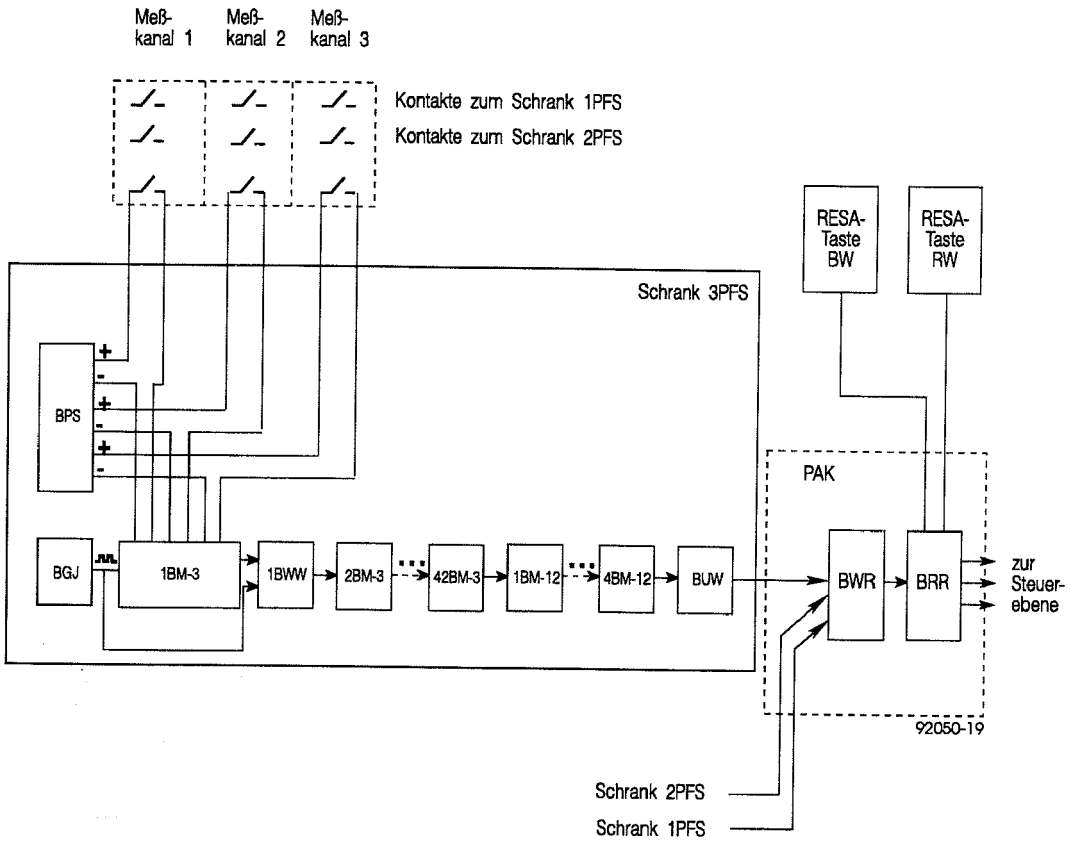
- ZR = Zählrohr
- IK = Ionisationskammer
- VV = Vorverstärker
- 1 UNO = NFMS-Schrank
- BKNK-10A1 = Kalibrierbaugruppe
- BIK-01A1 = QB-Kanal (Anfahrbereich)
- BIK-02A1 = ZB-Kanal (Übergangsbereich)
- BIK-03A1 = EB-Kanal (Leistungsbereich)
- BNK-19 = Netzteilbaugruppe
- BNK-19-01 = Netzteilbaugruppe
- BKNK-11A = Vergleichsbaugruppe der EB-Meßkanäle

Bild 6.4-1 Struktur des Neutronenflußmeßsystems



92050-18

Bild 6.4-2 Havarieschutzsystem: Anschlußprinzip Impulsleitungen - Geber



- BPS = Netzteilbaugruppe 3 x 24 V galvanisch getrennt
- BGJ = Taktgenerator
- BM-3 = 2 von 3 Auswahlbaugruppe
- BWW = Baugruppe zur Zeitverzögerung
- BM-12 = 2 von 4 oder 3 von 4 Auswahlbaugruppe
- BUW = Ausgangsverstärkerbaugruppe
- BWR = Relaisbaugruppe
- BRR = Kontaktvervielfältigungsbaugruppe

Bild 6.4-3 Blockschaltbild eines Kanals eines Stranges der Logikebene zur Reaktorschnellabschaltung

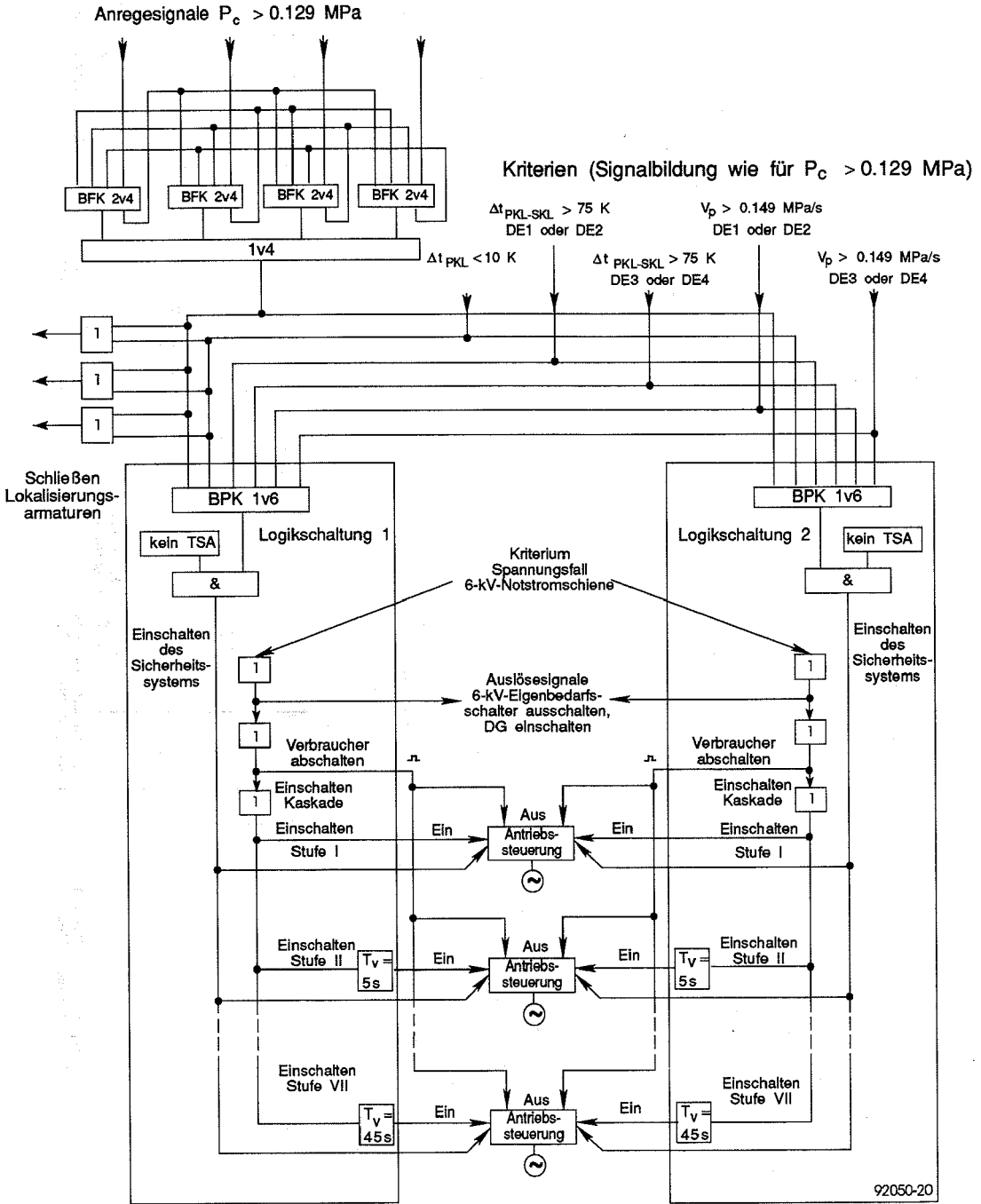


Bild 6.4-4 Blockschaltbild eines Stranges des Sicherheitssystems

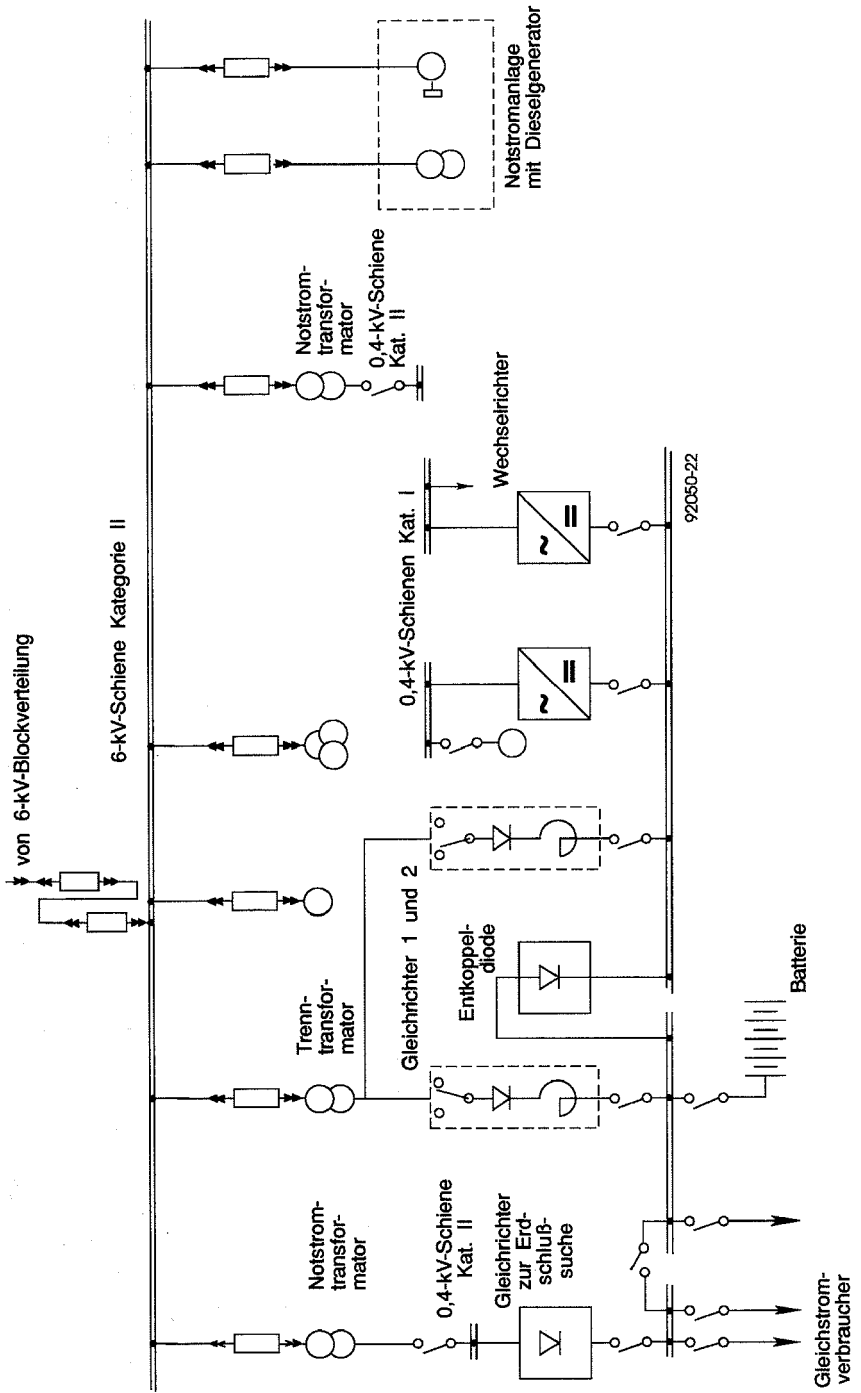


Bild 6.5-2 Prinzipschaltbild der Notstromversorgung eines Stranges des Sicherheitssystems

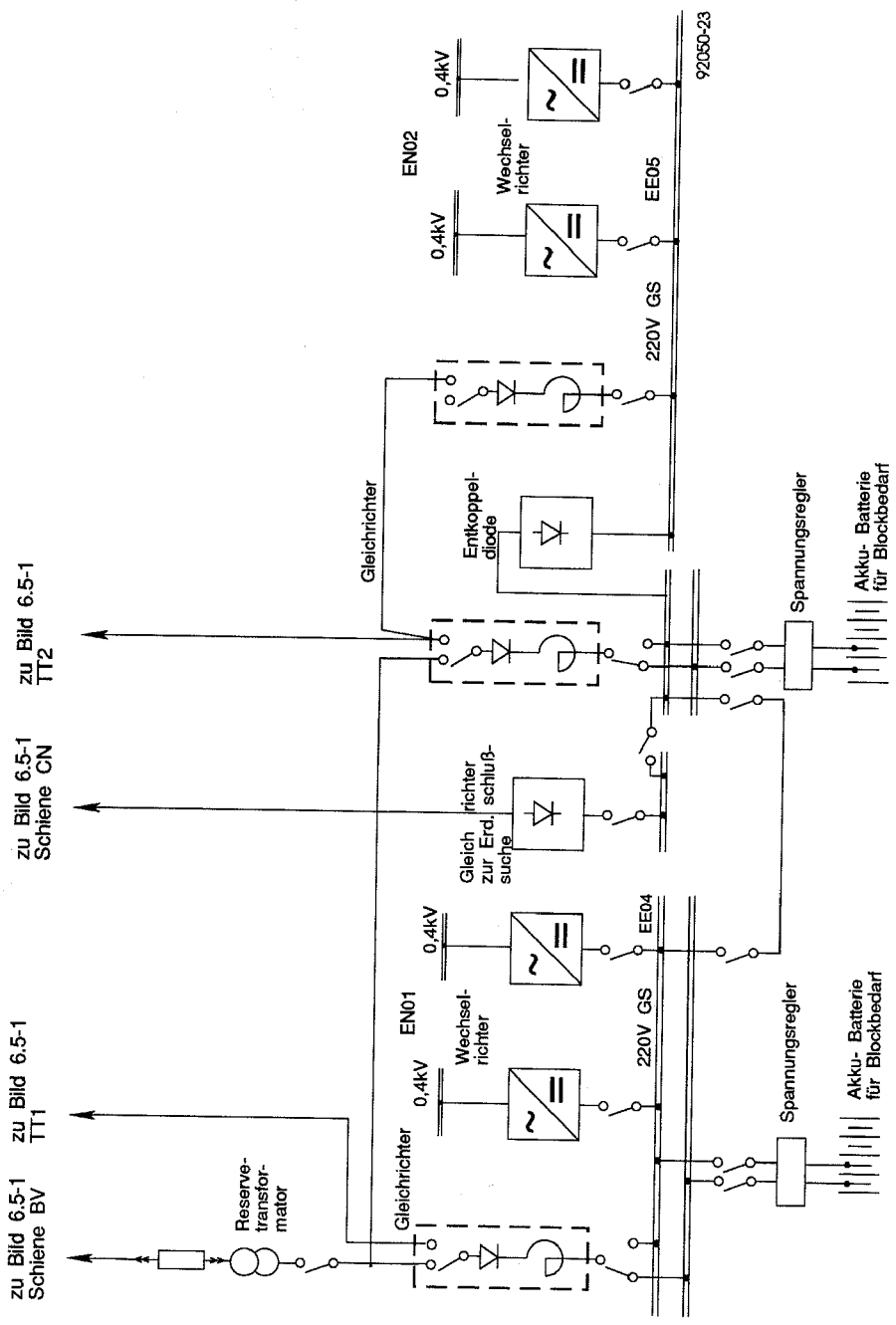


Bild 6.5-3 Prinzipschaltbild der Notstromversorgung der Betriebsleittechnik

7 Bautechnik, übergreifende Einwirkungen, Strahlenschutz

7.1 Bautechnik

7.1.1 Reaktorgebäude

7.1.1.1 Aufbau

Das Reaktorgebäude siehe Bild 5.2-1 ist in der Höhe - 4,2 m auf einer fugenlosen Fundamentplatte von ca. 65 m x 65 m errichtet. Es besteht aus einem Sockelgeschoß, dem darauf errichteten Containment und der Äußeren Umbauung des Containments. Das Sockelgeschoß wird in Höhe + 13,2 m mit der Bodenplatte des Containments abgeschlossen. Das zylindrische Containment ist zentralsymmetrisch auf der Bodenplatte errichtet und schließt oben mit einer Kalotte ab. Ebenfalls auf der Höhe + 13,2 m beginnt die Äußere Umbauung des Containments mit den äußeren Abmessungen 65 m x 65 m bis in Höhe von ca. + 51 m.

Das Containment ist in Stahlzellenverbundbauweise konzipiert und stellt einen Prototyp dar. Nähere Angaben für Stahlzellenverbundbauweise werden in Abschnitt 7.1.6 gemacht. Das Containment hat nach /TEP 81/ folgende Abmessungen:

- Höhe des zylindrischen Teils	37,4 m
- Innendurchmesser des zylindrischen Teils	45,0 m
- Innenradius der halbkugelförmigen Kuppel	22,5 m
- Wanddicke des zylindrischen Teils und der Kuppel	1,2 m
- Gesamthöhe über Gelände	74,3 m

Sowohl die inneren Betoneinbauten als auch die Äußere Umbauung des Containments haben keine Verbindung mit der zylindrischen Containmentwand. Ergänzender Bestandteil des Containments ist ein unterhalb der Containment-Bodenplatte angeordneter L-förmiger Raum der als Havarieborbehälter (HBB) und gleichzeitig als Sumpf dient. Die Verbindung zum Containment wird über drei je 1 m² große quadratische Öffnungen in der Bodenplatte in der Höhe + 13,2 m hergestellt /SIE 90/.

Der Zugang zum Containment ist über zwei Schleusen, Hauptschleuse auf + 36,6 m und Notschleuse auf + 19,2 m, von der Äußeren Umbauung her möglich. Zusätzlich befindet sich in der Containment-Bodenplatte eine Transportluke, die über dem Gleiskorridor angeordnet ist.

Das Bruttovolumen, d.h. ohne Abzug innerer Betoneinbauten und Komponenten, des zylindrischen Teils und der Kuppel des Containments ergibt sich mit den o.g. Abmessungen zu ca. 83 300 m³.

7.1.1.2 Funktion des Containments

Das Containment (Sicherheitsbehälter) ist als einschaliges Volldruckcontainment konzipiert. Im Containment sind insbesondere die Komponenten des Primärkreislaufs und die Abklingbecken angeordnet. Es hat die Aufgabe, auch beim Auftreten eines Störfalles mit Freisetzungen aus dem Primärkreislauf in die Atmosphäre des Containments als hermetische Barriere zu wirken. Die dabei auftretenden Innendrucke und Temperaturen hat das Containment zu ertragen und die spezifizierte Leckrate einzuhalten. Im Containment ist das Gebäudesprühsystem installiert, das bei Störfällen mit Kühlmittelverlust den Druck und die Temperatur begrenzen bzw. langfristig absenken soll. Zusätzlich hat das Containment alle von außen einwirkenden Belastungen aufzunehmen.

7.1.1.3 Anforderungen an das Containment

Anforderungen an einem Sicherheitseinschluß in der Bundesrepublik Deutschland sind in den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des BMI bekannt gegeben. Im Abschnitt 8 dieser Sicherheitskriterien werden

- die Aufgabe des Sicherheitseinschlusses eines Kernreaktors,
- die Auslegungsgrundlagen des Sicherheitseinschlusses,
- die Dichtheitsprüfungen des Sicherheitsbehälters,
- die Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter und
- die Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitseinschluß

behandelt.

Als Sicherheitseinschluß wird das System aus Sicherheitsbehälter und umgebenden Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter bezeichnet.

Nach dem BMI-Kriterium Abschnitt 8.1 muß das Kernkraftwerk einen Sicherheitseinschluß besitzen, der seine sicherheitstechnische Aufgabe insbesondere unter allen Störfallbedingungen erfüllen kann. Anlageteile, die radioaktive Stoffe enthalten, müssen innerhalb des Sicherheitseinschlusses untergebracht werden, soweit eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht auf andere Weise ausreichend zuverlässig verhindert werden kann. In dem Sicherheitsbehälter müssen insbesondere grundsätzlich die unter hohem Druck stehenden primärkühlmittelführenden Systeme der Reaktoranlage untergebracht werden. Hiervon ausgenommen werden können Abschnitte der Frischdampf- und Speisewasserleitungen sowie sonstiger Leitungen, soweit dies technisch notwendig ist und sofern gewährleistet ist, daß deren Bruch nicht zu unzulässiger Strahlenexposition in der Umgebung führt. Es muß ein zuverlässiger und ausreichend schneller Abschluß der Durchdringungen durch den Sicherheitsbehälter gewährleistet sein.

Zur systemtechnischen Bewertung oben aufgeführter Anforderungen wird auf den Abschnitt 6.3 verwiesen.

7.1.1.4 Lastannahmen für das Containment

- **Lastannahmen für innere Belastungen und Prüfungen**

- **Vorgaben**

Die Lastannahmen für die Auslegung des Containments wurden grundsätzlich vom sowjetischen Generalprojektanten unter Berücksichtigung geltender DDR-Richtlinien vorgegeben. Das gilt nicht nur für innere Belastungen sondern für alle Belastungen /BAK 85/.

Nach /BAK 85/ und /TEP 81/ sind als innere Belastungen der Auslegung zugrunde gelegt:

- für die große Havarie (2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung):
Innendruck $P_a = 500 \text{ kPa}$
Temperatur $T_a = 150 \text{ °C}$
mit einem linearen Anstieg in 10 s und mit einer Einwirkungsdauer von 10 Stunden, danach ein Abfall des Druckes auf 100 kPa (aus radiologischen Gründen)
- für den anomalen Betrieb:
Innendruck $P_b = 170 \text{ kPa}$
Temperatur $T_b = 90 \text{ °C}$
Diese Belastung kann während der Nutzungsdauer bis zu 100 mal auftreten.
- vorgegebener Minimaldruck nach der großen Havarie $P_c = 50 \text{ kPa}$
- für die Druckprobe der 1,15-fache Innendruck der großen Havarie
- für die Prüfung der Leckrate der Innendruck der großen Havarie.

Die Durchführung erstmaliger Druckprüfungen an Sicherheitsumschließungen aus Stahlbeton und Spannbeton für Kernkraftwerke haben nach DIN V 25 459 den primären Zweck, die Dichtheit nachzuweisen. Als Belastungsprüfungen für das Tragwerk aus Stahlbeton oder Spannbeton, einschließlich des Liners und seiner Verankerungen, ist nach DIN V 25 459 eine Druckprüfung nicht erforderlich.

In der bundesdeutschen Praxis wurden jedoch sowohl bei einem Spannbeton-Reaktor-Druckbehälter als auch bei einem vorgespannten Containment Druckprüfungen als Belastungsprüfungen durchgeführt, die mit der Prüfung hinsichtlich Einhaltung der spezifizierten Leckrate kombiniert waren. Die Belastungsprüfung der Containmentkonstruktion wurde mit dem ca. 1,05-fachen Auslegungsdruck vorgenommen.

- **Bewertung**

Die Beurteilung der o.g. Drücke und Temperaturen für die genannten Lastfälle große Havarie, anomaler Betrieb und rechnerischer Unterdruck erfolgt unter Berücksichtigung der bundesdeutschen Vorschriften in Abschnitt 5.2.

Der für das Containment des KKW Stendal vorgesehene Prüfdruck entspricht dem bisherigen Stand der bundesdeutschen Praxis bei vorgespannten Containments und genügt somit dem deutschen Regelwerk.

Die erste Prüfung zur Bestimmung der Leckrate hat nach DIN 25 436 und den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren mit dem Auslegungsdruck zu erfolgen. Mit dem Auslegungsdruck ist diese Prüfung auch für das Containment des KKW Stendal vorgesehen, so daß auch hier dem bundesdeutschen Regelwerk entsprochen wird.

- **Strahl- und Reaktionskräfte**

- **Vorgaben**

Zum Schutz des Containments vor Strahl- und Reaktionskräften sind nach /TEP 81/ folgende Maßnahmen vorgesehen:

- An Stellen, wo eine Beschädigung des Containments durch fliegende Teile oder andere mechanische Einwirkungen möglich ist, wird die Containmentwand durch Schutzwände (Stahlbetonwände oder Panzerungen), Aufbeton oder ähnliche konstruktive Maßnahmen geschützt.
- Alle großen Rohrleitungen, einschließlich der Rohrleitungen des Primärkreislaufes DN 850, besitzen Ausschlagsicherungen, die ein Abreißen bei Störfällen und Einwirkungen auf die Gebäudekonstruktion verhindern.
- Der Schutz von Rohrleitungs- und Kabelversatzteilen (-durchführungen) in der Wand des Containments vor fliegenden Teilen, Strahl- und anderen Einwirkungen, besteht in der Regel aus Stahlbetonschutzwänden, die zusätzlich eine biologische Schutzfunktion haben und Wartungs- und Prüfarbeiten ermöglichen.

Laut /SIE 90b/ sind zur Aufnahme der Reaktionskräfte entgegen den Aussagen in /TEP 81/ Ausschlagsicherungen nur unmittelbar an den Hauptkühlmittelleitungen angeordnet. Begründet wird dies mit dem Übergang auf der sowjetischen Seite zu einem Leck-vor-Bruch-Konzept für die Anschlußleitungen an den Primärkreislauf sowie für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen.

- Bewertung

Das Leck-vor-Bruch-Konzept erfordert außer geeigneten Leckerkennungseinrichtungen insbesondere die Erfüllung der Anforderungen an Werkstoffauswahl, Herstellung, Prüfung usw. nach dem Konzept der basissicheren Auslegung gemäß den RSK-Leitlinien. Ein Nachweis hinsichtlich der Voraussetzungen für dieses Konzept ist jedoch vom sowjetischen Projektanten nicht erbracht worden.

Zur Bruchphilosophie und zum Anschlagsicherungskonzept wird in Abschnitt 4.2 Stellung genommen (E 4.2-13 und E 4.2-21).

Vom Hersteller liegen keine Nachweise für den Schutz vor Einwirkungen von Sprengstücken und Strahlkräften auf sicherheitsrelevante Anlagenteile im Containment vor. Berechnungen zu Strahl- und Reaktionskräften wurden erst in /SIE 90b/ für ein bei basissicherer Auslegung zulässiges 0,1F-Leck durchgeführt. Falls die notwendigen Voraussetzungen einer basissicheren Auslegung nicht gegeben sind, ist jedoch bei der Berechnung von Strahl- und Reaktionskräften von einem vollständigen Abriß der betreffenden Leitung auszugehen (E 7.1-1).

Über die Bestimmung der Leckgröße in Abhängigkeit von den Auslegungsmerkmalen, die Berechnungsverfahren zu Strahl- und Reaktionskräften und die Abtragung der Kräfte über Rohrhalterungen, Wände und Decken lagen keine Unterlagen des Projektanten zur Beurteilung vor, so daß definitive Aussagen nach der RSK-Leitlinie 5.1(5) zur Zeit nicht gemacht werden können. Bei unzureichender Auslegung verbleiben als zusätzliche Schutzmaßnahmen die Anordnung von Schutzwänden, die strikte räumliche Trennung der Sicherheitssysteme und gegebenenfalls der Austausch von Rohrleitungen.

• Lastannahmen für äußere Belastungen

Nach /BAK 85/ und /TEP 81/ sind als äußere Belastungen

- Schneelast,
- Windlast,
- Erdbebenlast,

- Lasten aus äußeren Druckwellen und
- Lasten aus Flugzeugabsturz

anzusetzen.

Darüber hinaus sind

- maximale Frosteindringtiefe,
- minimale rechnerische Außentemperatur und
- maximaler rechnerischer Grundwasserstand

zu berücksichtigen.

- Vorgaben

- Wind und Schneelasten

Die Lastansätze nach /TEP 81b/ betragen:

- | | |
|---|----------------------|
| - Normlast aus Schnee | 700 N/m ² |
| - Normstaudruck aus Wind für
eine Höhe von 10 m über Gelände | 550 N/m ² |
| - Überlastfaktoren | |
| für Schnee | 2,0 |
| für Wind | 2,5 |

- Erdbebenlasten

Nach /TEP 81/ wird für den Standort Stendal angenommen

- Intensität 5 bei einer Auftretenshäufigkeit von 10⁻²/Jahr
als Projektierungserdbeben (PE)
- Intensität 7 bei einer Auftretenshäufigkeit von 10⁻⁴/Jahr
als maximales rechnerisches Erdbeben (MRE).

Nach /HAB 83/ sind den für den Standort ermittelten Intensitäten folgende Bodenbeschleunigungen in Höhe des Fundaments zugeordnet:

- Intensität 5 $a_0 = 0,60 \text{ m/s}^2$ (PE)
- Intensität 7 $a_0 = 1,30 \text{ m/s}^2$ (MRE)

Bei der Berechnung des Containments ist das gleichzeitige Wirken von zwei senkrecht zueinander gerichteten horizontalen und einer vertikalen Komponenten zu berücksichtigen.

Nähere Angaben zur Berechnung der Erdbebenwirkung sind nur in allgemeiner Form angegeben. Es liegen keine Unterlagen vor, aus denen entnommen werden kann, welches Verfahren bei KKW Stendal verwendet wurde.

- Lasten aus äußeren Druckwellen

Lasten aus äußeren Druckwellen werden nach /BAK 85/ und /TEP 81/ für die Auslegung der Baustrukturen angesetzt. Folgende Last-Zeit-Funktion ist vorgegeben:

- Linearer Anstieg des Überdrucks innerhalb von 0,1 s auf 67,4 kPa, anschließend Abfall des Überdrucks auf 30 kPa im Zeitraum von 0,1 s, danach Verharren des Überdrucks bei 30 kPa für weitere 0,8 s.

- Lasten aus Flugzeugabsturz

Lasten aus Flugzeugabsturz sind in /BAK 85/ und /TEP 81/ definiert mit dem Aufprall eines Flugzeugs mit der Masse von 10^4 kg und der Geschwindigkeit von 750 km/h. In einer Richtlinie zur Erfassung außergewöhnlicher äußerer Einwirkungen für Spezialbauwerke des KKW-Baus /HAB 83/ werden weitere Angaben gemacht. Nach /BAK 85/ sind für die Auftrefffläche $7,0 \text{ m}^2$ anzunehmen. Es ist ein Last-Zeit-Diagramm in Form eines stufenförmigen linearen Lastanstieges von 0 MN auf zunächst 37,5 MN und dann auf 75,0 MN und eines anschließenden linearen Abfalls auf wiederum 0 MN bei einer Gesamteinwirkungsdauer von 52 ms anzunehmen.

- Bewertung

Die Lastansätze für Wind und Schnee entsprechen etwa den Angaben in DIN 1055. Diese Lasten sind in der Regel nicht maßgebend für die Bemessung.

Belastungen infolge Erdbeben sind standortabhängig. Die Festlegung der rechnerischen seismischen Intensitäten erfolgte für Stendal durch ein standortbezogenes seismologisches Gutachten sowie durch Festlegungen der zeitweiligen Projektierungsnorm für Kernenergieanlagen in seismischen Gebieten VSN-15-78 /VSN 79/. Die standortbezogenen Bodenbeschleunigungen werden hier nicht bewertet. Gegebenenfalls ist ein weiteres seismologisches Gutachten einzuholen.

Der Vergleich mit den Lastannahmen in der BMI-Richtlinie zum Schutz von KKW gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen ergibt, daß bei gleichem zeitlichen Verlauf der Spitzendruck nach /BAK 85/ um 22,4 kPa höher angesetzt ist als die in der BMI-Richtlinie vorgegebenen 45 kPa. Der verbleibende Überdruck nach Abfall des Spitzendrucks beträgt in beiden Fällen 30 kPa.

Die für das Containment Stendal vorgesehenen Lastannahmen aus äußeren Druckwellen genügen damit dem deutschen Regelwerk und gehen im Spitzenwert des Druckes sogar darüber hinaus.

Der Vergleich der Annahmen, die den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren für den Lastfall Flugzeugabsturz zugrunde liegen, und dem dort angegebenen Last-Zeit-Diagramm ergibt:

- Die Masse des für KKW Stendal angesetzten aufprallenden Flugzeugs ist halb so groß wie in den RSK-Leitlinien unterstellt.
- Die Auftreffgeschwindigkeit ist mit angesetzten 750 km/h - ca. 208 m/s - geringfügig kleiner als in den RSK-Leitlinien mit 215 m/s.
- Die Auftrefffläche ist gleich groß.
- Das Last-Zeit-Diagramm erreicht von der Höhe der Last her nur 68 % der Spitzenlast in den RSK-Leitlinien und die Lasteinwirkungsdauer ist mit 52 ms kürzer als in den RSK-Leitlinien mit 70 ms.

- **Lastfallkombinationen**

- **Vorgaben**

Lastfallkombinationen für durchzuführende Spannungs- und Stabilitätsnachweise sind in den jeweiligen Vorschriften /BAK 85/ und in der KTA-Regel 3401.2 enthalten. Ein unmittelbarer Vergleich beider Vorschriften ist schon aufgrund der unterschiedlichen Konzeptionen der Containments bzw. des Sicherheitseinschlusses nicht möglich. Bei Druckwasserreaktoren, die in der Bundesrepublik Deutschland betrieben werden, besteht der Sicherheitseinschluß aus dem Sicherheitsbehälter aus Stahl und dem durch Abstand getrennten umgebenden Bauwerk. Die Stahlhülle nimmt die Belastungen aus den anlageninternen Störfällen auf, während die umgebende Betonhülle die von außen einwirkenden Belastungen abträgt. Eine Verbindung zwischen Sicherheitsbehälter und umgebendem Bauwerk besteht nur im Bereich der Lagerung des Sicherheitsbehälters. Der Sicherheitsbehälter und seine Einbauten sind durch äußere Belastungen nur mittelbar betroffen (induzierte Erschütterungen).

Das Containment im KKW Stendal dagegen ist eine einschalige Konstruktion, die sowohl die inneren Belastungen als auch die äußeren Einwirkungen unmittelbar aufzunehmen hat. Das trifft insbesondere im Kuppelbereich zu, während im zylindrischen Bereich die Äußere Umbauung als vorgelagerte Barriere für von außen einwirkende Belastungen wirkt. Die Kranbahn des Rundlaufkrans stützt sich über Konsolen unmittelbar am Containment ab, während sie sich bei Druckwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland auf Strukturen, die innerhalb des Containments errichtet sind, abstützt.

Trotz der unterschiedlichen Konzeption ist ein grundsätzlicher Vergleich der in Lastkombinationen enthaltenen Einwirkungen möglich. Dabei ist zu beachten, daß nach der Projektierungsvorschrift /BAK 85/ für jeden Lastfall die Rechenwerte der Einwirkungen durch Multiplikation der Normwerte mit Teilsicherheitsfaktoren zu ermitteln sind.

Als Teilsicherheitsfaktoren sind eingeführt:

- Lastfaktor
- Kombinationsfaktor

- Anpassungsfaktor zur Erfassung der Idealisierung im Rahmen der Berechnungsannahmen in Abhängigkeit von Berechnungsverfahren
- Wertigkeitsfaktor.

Diese Faktoren können zwischen 0,8 und 1,25 liegen.

Eine vereinfachte, auf wesentliche Einwirkungen beschränkte Zusammenfassung der jeweils kombinierten Lasteinwirkungen ist in Tabelle 7.1-1 zusammengestellt.

Zusätzlich sind in den Vorschriften /BAK 85/ und /in der KTA-Regel 3401.2 weitere Lastfallkombinationen genannt, die u.a. den Montagefall, die Druckprüfung und wiederkehrende Leckratenprüfung betreffen.

- **Bewertung**

Aus dem Vergleich der Kombinationen wesentlicher Einwirkungen, die der Auslegung des Containments gemäß Projektierungsvorschrift /BAK 85/ zugrunde liegen, mit den entsprechenden Regeln zur Auslegung von DWR-Containments, läßt sich eine durchaus vergleichbare Vorgehensweise bei der Erfassung der Lasteinwirkungen feststellen.

Diese Feststellung allein erlaubt noch keine hinreichende Aussage darüber, ob die Auslegung des Containments den bundesdeutschen Anforderungen genügt. Dazu ist es erforderlich, auch die Berechnungsgrundlagen und Auslegungsbedingungen gegenüberzustellen.

Der Versuch, durch einen relativ einfachen Vergleich der Berechnungsgrundlagen eine grobe Bewertung durchzuführen, war nicht erfolgreich. Dazu wäre vielmehr ein detaillierter Regelvergleich erforderlich, der im Rahmen dieses Projektes nicht durchgeführt werden kann.

Um dennoch eine erste Bewertung der vorhandenen Auslegung vornehmen zu können, werden dominante Lastfallkombinationen entsprechend dem bundesdeutschen Regelwerk abgeschätzt und mit den Ergebnissen der ursprünglichen Auslegungsrechnungen verglichen (siehe Abschnitt 7.1.1.6).

7.1.1.5 Konstruktive Besonderheiten der Stahlzellenverbundbauweise

- **Beschreibung**

Die Stahlzellenverbundbauweise wurde bisher in den alten Bundesländern nicht angewendet. Bei der Stahlzellenverbundbauweise werden vorgefertigte Stahlzellen auf der Baustelle so zusammengeschweißt, daß der betreffende Wandabschnitt sowohl auf der Innen- als auch auf der Außenseite von den Blechen der Stahlzellen eingeschalt wird. Danach wird der Beton eingefüllt. Die Stahlzellen des Containments, in der Regel 1,20 m dick, bestehen aus 18-25 mm dicken außenliegenden Blechen, die primär eine statische Funktion haben, und aus 12 mm dicken innenliegenden Blechen, die sowohl die statische Funktion der Bewehrung als auch die dichtende Aufgabe eines Liners übernehmen. Zusätzlich zu dieser Blechbewehrung ist eine konventionelle schlaife Bewehrung in Umfang- und Meridianrichtung des Containments eingelegt. An einigen wenigen hochbelasteten Stellen wurde die Rundstahlbewehrung verstärkt. Dies ist besonders der Fall im Übergangsbereich Bodenplatte/Zylinder, im Bereich der Kranbahn und in Bereichen mit Durchführungen.

In der planmäßige Nutzung der außen- und innenliegenden Bleche als Bewehrung besteht der Unterschied zu gelinerten Stahlbetonkonstruktionen, bei denen eine Funktionstrennung angenommen wird zwischen der tragenden Funktion des Betons mit der darin befindlichen konventionellen Rundstahlbewehrung und der nur abdichtenden Funktion des Liners.

Rohrdurchführungen, auch Versatzteile genannt, durch die Stahlzellenwände und -decken werden bereits in den Stahlbaubetrieben fertig eingebaut. In der Regel kann man von einer starren Verankerung im Verbundbauwerk ausgehen. Die Schwächung der Querschnittsflächen der Stahlzellenverbundkonstruktion kann durch Verstärkungsbleche bzw. durch Zulage von Rundstahl kompensiert werden.

- **Bewertung**

Unter dem Gesichtspunkt der Materialersparnis stellt die Stahlzellenverbundbauweise sicherlich einen Vorteil dar, jedoch werden gleichzeitig hohe Anforderungen an die konstruktive Durchbildung gestellt. Bei der Anordnung der Aussteifungen und

Verankerungen, z.B. durch Dübelleisten, ist darauf zu achten, daß Dehnungskonzentrationen vermieden werden. Andernfalls können insbesondere bei Zwangbeanspruchung die Dehnfähigkeit des verwendeten Materials lokal überschritten werden und damit die Abdichtfunktion beeinträchtigt werden.

Bei Temperaturbeanspruchung, wie sie in einem Störfall oder in einem Brand auftreten können, ist die Stahlzellenverbundbauweise eher kritisch zu betrachten. Dadurch, daß die tragende Blechbewehrung an der Außenfläche eines beanspruchten Bauteils liegt, werden die Materialeigenschaften wie E-Modul, Streckgrenze und Zugfestigkeit unmittelbar von der Temperatur beeinflusst. Bei höheren Temperaturen (über 200 °C) nimmt die Festigkeit des verwendeten Stahls schnell ab. Dies ist dann in vielen Fällen gleichbedeutend mit der Abnahme der Bauteiltragfähigkeit. Bei Stahlbetontragwerken mit Rundstahlbewehrung ist die Betonüberdeckung im allgemeinen so groß, daß infolge der schlechten Wärmeleitfähigkeit des Betons die Temperatur erst nach einem längeren Zeitraum die Bewehrungsstäbe beeinflussen kann.

Im Hinblick auf die Grenztragfähigkeit bietet eine konventionelle Stahlbetonkonstruktion mit einem Liner größere Reserven als eine Stahlzellenkonstruktion. Wird ein Bauteil über seine Auslegungsgrenze beansprucht, ist dies mit Kraftumlagerungen und großen Verformungen verbunden. Wenn bei diesem Vorgang der Liner z.B. infolge von Dehnungskonzentrationen im Bereich der Verankerungen lokal versagen sollte, bedeutet dies bei einer konventionellen Konstruktion in der Regel eine Undichtigkeit, nicht jedoch eine Beeinträchtigung der Bauteiltragfähigkeit. Bei der Stahlzelle kann sich jedoch aus einer lokalen Zerstörung des tragenden Bleches ein Bauteilversagen entwickeln.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß die Stahlzellenverbundbauweise keine in der Bundesrepublik Deutschland anerkannte Bauweise ist. Im Falle einer Anwendung müßte entweder eine Allgemeine Zulassung des Instituts für Bautechnik, Berlin, erteilt werden oder eine Zustimmung im Einzelfall der Bauaufsichtsbehörde des zuständigen Bundeslandes eingeholt werden (E 7.1-2). In beiden Fällen sind noch zahlreiche Detailfragen dieser Bauweise zu klären und gegebenenfalls durch Zulassungsversuche abzusichern. Zum größten Teil könnten dabei sicherlich die bei der Bauakademie durchgeführten Versuche herangezogen werden. Als mögliche Fragenbereiche seien hier aufgeführt: das Kriech- und Schwindverhalten des austrocknungsbehinderten Betons, Temperaturverhalten, Verhalten im Brandfall, Verbleib des nicht zum

Abbindeprozess benötigten Restwassers in der Konstruktion, Druckaufbau in den Stahlzellen bei hohen Temperaturbeanspruchungen infolge von Wasserdampfbildung, Korrosionsschutz insbesondere bei Anwendung der Bauweise als Geschoßdecken.

Unabhängig von den oben gemachten allgemeinen Anmerkungen wurden bei Durchsicht der zur Verfügung stehenden Unterlagen keine gravierenden Schwachstellen hinsichtlich der konstruktiven Durchbildung der Stahlzellen und der Gesamtkonstruktion sichtbar.

Die Verankerungen der Versatzteile (Ankerplatten) zur Aufnahme von Kräften aus Komponentenunterstützungen müssen gegebenenfalls in einer späteren Untersuchungsphase näher betrachtet werden (E 7.1-3). Aufgrund fehlender Angaben ist nicht bekannt, für welche Beanspruchungen die Versatzteile auszulegen sind. Es sei jedoch angemerkt, daß im Gegensatz zur gängigen Praxis in Anlagen der alten Bundesländer die tragenden Wände im Bereich der Versatzteile keine Verstärkung durch Zulagebewehrung oder durch Anheben der Blechdicke der Stahlzelle aufweisen. Die Versatzteile sind in der Regel lediglich durch gerade Rundstahlstäbe senkrecht zur Wand verankert, teilweise in der Zugzone biegebeanspruchter Konstruktionen. Nach sowjetischer Vorschrift beträgt die Verankerungslänge in der Regel 40 mal Durchmesser, d.h. bei 20 mm Durchmesser sind das 80 cm. Das entspricht in etwa den Vorgaben der DIN 1045. Die Schweißverbindung des Rundstahls senkrecht zur Ankerplatte sowie die Beanspruchungen der Ankerplatten in Dickenrichtung bedürfen noch näherer Untersuchung (E 7.1-3). Eine abschließende Bewertung der Stahlzellenverbundbauweise ist im Rahmen dieses Vorhabens nicht möglich.

7.1.1.6 Ergebnisse von Vergleichsrechnungen

Für das Reaktorgebäude ist in /EIB 91/ untersucht worden, ob das Containment und die damit zusammenhängenden Strukturen den nach Stand von Wissenschaft und Technik zu fordernden bautechnischen Auslegungsbedingungen entsprechen bzw. welche Defizite vorhanden sind. Die auch unter dem Gesichtspunkt der Genehmigungsfähigkeit durchgeführten Arbeiten beschränkten sich auf die wesentlichen Tragstrukturen und dominanten Einwirkungen.

Für das Kernkraftwerk Stendal lag auch die Detailplanung der meisten Gebäude in den Händen der sowjetischen Projektanten, unter anderem auch für das Reaktorgebäude. Für die Projekte, die nicht in der ehemaligen DDR geplant wurden, bestand seitens der DDR ein Prüfverzicht für Statik und Konstruktion. Der DDR wurden lediglich Ausführungspläne zur Verfügung gestellt. Vollständige und prüfbare statische Nachweise liegen nicht vor. Für die hier erfolgte Abschätzung stand auch kein geschlossener Satz von Konstruktionszeichnungen zur Verfügung.

- **Einwirkung von innen**

- **Durchgeführte Rechnungen**

Im Rahmen der Untersuchungen bezüglich der Einwirkungen von innen sind an einem rotationssymmetrischen Modell des Containments Tragfähigkeitsanalysen mittels nichtlinearer Finite-Element-Berechnungen unter Berücksichtigung realistischer Materialmodelle für Stahl, Beton und Bewehrung durchgeführt worden. In diesem Rahmen wurden die Beanspruchungen der Containmentschale bei einem 2F-Bruch der Hauptumwälzleitung analysiert. Dabei wurden folgende auf der sicheren Seite liegende Annahmen getroffen: maximaler Innendruck von 550 kPa bei gleichzeitig wirkender Temperatur von ca. 135 °C. Diese Werte waren Ergebnisse erster Abschätzungen zum Zeitpunkt des Beginns der Untersuchungen an der Containmentschale und wurden im weiteren Verlauf der Arbeiten als konservativ bestätigt (vergleiche Bilder 5.2-2 und 5.2-3).

Zusätzlich wurden Analysen zur Ermittlung der Grenztragfähigkeit durchgeführt. Hierbei wurde der Innendruck bei einer Temperatur von 135 °C bis 950 kPa variiert.

- **Ergebnisse und Bewertung**

Die Berechnungen haben gezeigt, daß für den 2F-Bruch die Beanspruchungen global vom Containment beherrschbar sind, siehe Bild 7.1-1. Die Grenztragfähigkeit wurde zu ca. 900 kPa Innendruck ermittelt. Ob lokal, beispielsweise im Bereich von Durchführungen, Überbeanspruchungen möglich sind, konnte im Rahmen dieser Studie nicht detailliert untersucht werden.

Aufgrund fehlender Information können keine Aussagen gemacht werden hinsichtlich der Abtragbarkeit von Differenzdrücken zwischen den einzelnen Räumen innerhalb des Containments, der Wirkung von Strahlkräften bei Rohrleitungsbrüchen vergleiche Abschnitt 7.1.1.4, sowie hinsichtlich der Verankerung und der Standsicherheit der Großkomponenten.

- **Einwirkung von außen**

- Auslegung

Als Einwirkung von außen wurden die Lastfälle Erbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle betrachtet.

Die Auslegung des Containments fällt in die höchste Kategorie der Erdbebensicherheit. Soweit bekannt, wurden seitens der ehemaligen Sowjetunion für die Bemessung keine dynamischen Nachweisrechnungen, wie in der Bundesrepublik Deutschland üblich, durchgeführt. Vielmehr wurden statische Ersatzlasten verwendet. Es wurden auch keine speziell für den Standort Stendal gültigen Etagenantwortspektren ermittelt.

Im Rahmen der Untersuchung /EIB 91/ wurden keine neuen Erdbebenrechnungen zur Überprüfung durchgeführt. Jedoch sind von der Bauakademie der DDR unabhängige Berechnungen zum Lastfall Erdbeben überlagert mit den Belastungen aus dem 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung durchgeführt worden.

Der Lastfall Flugzeugabsturz gehörte beim KKW Stendal zu den Auslegungslastfällen. Dabei wurde eine Last-Zeit-Funktion angenommen, die deutlich geringere Belastungsordinaten aufweist als die in der Bundesrepublik Deutschland üblicherweise verwendete RSK-Funktion, vergleiche Abschnitt 7.1.1.4. Es konnte festgestellt werden, daß unter Ansatz der oben genannten Belastungsfunktion die Containmentschale nicht durchdrungen wird, wogegen unter Ansatz der RSK-Funktion mit einem Durchdringen gerechnet werden muß. Induzierte Erschütterungen zur Überprüfung der Auslegung und Verankerung der Ausrüstung sind bei der Projektierung nach derzeitigem Kenntnisstand nicht analysiert worden. Ein Vollschutz nach bundesdeutschen Kriterien ist bei den jetzigen Abmessungen der Containmentschale nicht gegeben.

Das Reaktorgebäude wurde gegen den Lastfall äußere Druckwelle ausgelegt. Die dabei getroffenen Lastannahmen liegen geringfügig über den in der Bundesrepublik Deutschland anzusetzenden Lasten, vergleiche Abschnitt 7.1.1.4. Ohne detaillierte Nachrechnung kann aufgrund der konstruktiven Ausbildung der baulichen Strukturen nach /EIB 91/ davon ausgegangen werden, daß die Beanspruchungen aus der Druckwelle aller Wahrscheinlichkeit nach abgetragen werden können. Wiederum sind auch für diesen dynamischen Lastfall nach derzeitigem Kenntnisstand keine induzierten Erschütterungen berechnet worden.

Die Äußere Umbauung des Containments und das Sockelgeschoß sind unter Verwendung von Stahlbetonzellen errichtet worden. Dies sind in einem Fertigteilwerk hergestellte Stahlbetonplatten, die auf der Baustelle aufgestellt und mit Beton vergossen werden. Untereinander sind sie mit Bewehrungskörben verbunden.

Die Äußere Umbauung ist durch Fugen vom eigentlichen Containment getrennt, so daß auch bei dynamischen Beanspruchungen wie Erdbeben und Druckwellen kein Kontakt zwischen den beiden Gebäudeteilen hergestellt wird. Es wird davon ausgegangen, daß die relativ steifen Kastenstrukturen den letztgenannten Beanspruchungen standhalten. Die äußere Einwirkung Flugzeugabsturz ist dagegen nicht aufnehmbar.

- Bewertung

Durch Vergleichsrechnungen an einem vereinfachten Modell, das geeignet ist die Standsicherheit der ungestörten Schale des Containments zu beschreiben, wurde ermittelt, daß ein maximal zu erwartender Innendruck von bis zu 550 kPa bei gleichzeitig wirkender Temperatur von ca. 135 °C abtragbar ist. Die Grenztragfähigkeit des Containments wird bei etwa 900 kPa erreicht.

Hinsichtlich des Lastfalls Flugzeugabsturz wurde festgestellt, daß unter Ansatz der Belastungsfunktion gemäß /BAK 85/ und /TEP 81/ die Containmentschale nicht durchdrungen wird. Bei Ansatz der RSK-Lastfunktion muß mit einem Durchdringen der Containmentschale gerechnet werden.

Zum Lastfall Erdbeben wurden keine Vergleichsrechnungen durchgeführt. Es bestand jedoch für die Verfasser von /EIB 91/ die Möglichkeit, in nicht in das

Genehmigungsverfahren eingeführte Berechnungen der Bauakademie der DDR zum Lastfall Erdbeben überlagert mit dem Lastfall große Havarie einzusehen und Prüfungen durchzuführen. Danach kann bestätigt werden, daß das Stahlzellencontainment diesen kombinierten Beanspruchungen standhält. Als Lastannahmen lagen die Angaben nach /TEP 81b/ und /HAB 83/ zugrunde. Es kann jedoch keine Aussage zu den Etagenantwortspektren zur Auslegung der Ausrüstung gemacht werden.

Zum Lastfall Druckwelle aus äußeren Explosionen wurden keine Vergleichsrechnungen durchgeführt. Aufgrund der konstruktiven Ausbildung der baulichen Strukturen kann nach /EIB 91/ von der Abtragbarkeit dieser Beanspruchungen ausgegangen werden.

Eine abschließende Bewertung der baulichen Auslegung des Reaktorgebäudes im Rahmen eines bauaufsichtlichen Verfahrens erfordert eine vollständige Prüfung der Konstruktion und Berechnung (E 7.1-4).

Die aus den Lastfällen Erdbeben, Flugzeugabsturz und äußere Druckwellen resultierenden Erschütterungen sind nicht untersucht worden. Es wird empfohlen, die zugehörigen Antwortspektren zu ermitteln (E 7.1-5).

7.1.1.7 Dichtheitsprüfung des Containments

- **Beschreibung**

Die zulässige Leckrate des Containments bei dem KKW Stendal beim Auslegungsdruck wurde mit 0,1 Vol-%/Tag festgelegt. Zur Gewährleistung dieser Leckrate sind eine Reihe von Forderungen zu erfüllen. Dazu gehören nach /TEP 81/:

- die dichte Ausführung der Schweißnähte des Containment-Innenblechs und seine Kontrolle auf Dichtheit vor und während der Betriebszeit
- die Installation von zwei, meistens drei Lokalisierungsarmaturen in Reihe zwischen dem Containment und der Umgebung
- die hohen Qualitätsanforderungen an Montage und Nachmontageprüfungen der Durchführungen

- die Ausführung sämtlicher Durchführungen durch das Containment so, daß sie auf Dichtheit geprüft werden können. Dichtheitskontrollen erfolgen vor der Inbetriebnahme sowohl beim Hersteller als auch im Kernkraftwerk nach der Montage.

Entsprechend /TEP 81/ wird nach Beendigung der Bauarbeiten eine Druckprobe des Containments mit Luft und eine integrale Dichtheitsprüfung durchgeführt. Die Dichtheitsprüfung vor der Inbetriebnahme erfolgt bei Auslegungsdruck.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Bezüglich der zulässigen Leckrate von Sicherheitsbehältern existieren in bundesdeutschen Regeln und Richtlinien keine spezifizierten Werte. Lediglich zur Berechnung des Leckratenverlaufs sind in den Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI Festlegungen zu dem zu berücksichtigenden Druck-Zeitverlauf im Sicherheitsbehälter getroffen. Es ist Stand der Praxis in der Bundesrepublik Deutschland, für DWR-Sicherheitsbehälter als Auslegungswert eine Leckrate von kleiner 0,25 Vol-%/Tag bezogen auf das Luftvolumen im Sicherheitsbehälter nachzuweisen. Nach RSK-Leitlinie 5.5(1) muß die Leckratenprüfung vom drucklosen Zustand ausgehend mit ansteigender Druckstufenfolge beim Wiederholungsprüfdruck von mindestens 150 kPa und beim Auslegungsdruck erfolgen. Wiederkehrende Prüfungen zum Nachweis der Dichtheit des Containments sind (jährlich) bei einem Druck von 170 kPa vorgesehen. Bei diesem Prüfdruck darf nach KTA-Regel 3405 eine Leckrate von 0,04 Vol-%/Tag nicht überschritten werden. Solche Werte liegen in der Nähe der Nachweisgrenze und erfordern eine lange Meßdauer (24 - 48 h). Außerdem werden zur Bestimmung lokaler Leckagen umfangreiche Messungen nach verschiedenen Methoden durchgeführt.

- **Bewertung**

Für das Containment Stendal ist nach /TEP 81/ eine Leckrate von kleiner 0,1 Vol-%/Tag bezogen auf das Luftvolumen vorgesehen. Dieser Wert genügt dem Stand der Praxis in der Bundesrepublik Deutschland.

Eine Liste von Dichtheitsanforderungen an Durchführungen liegt in /UVA 84/ vor. Als problematisch wird die stete Gewährleistung der geforderten Dichtheit von Tor und

Luke der Transportschleuse (Größe 5,0 m x 11,2 m) eingeschätzt, die mechanisch gegeneinander verriegelt werden sollen. Ihre Anteile an der integralen Leckrate - diese beträgt 2,7 m³/h bei 500 kPa bzw. 1,1 m³/h bei 170 kPa - sollen nach /UVA 84/ je 1 x 10⁻⁴ m³/h bei 500 kPa bzw. 0,4 x 10⁻⁴ m³/h bei 170 kPa nicht überschreiten.

Zur Unterdrucksicherheit des Containments wird in der KTA-Regel 3401.1 eine Unterdruckprüfung mit 1,5-fachem maximalem Betriebsunterdruck gefordert. Eine derartige Prüfung ist für das Containment des KKW Stendal nicht vorgesehen (E 7.1-6).

Zur Durchführung der Leckratenprüfung, Auswertung der Meßergebnisse sowie Bewertung der Meßergebnisse werden hier keine Vergleiche angestellt.

7.1.1.8 Zusammenfassende Bewertung der Konzeption des Containments

Der Einschluß des Primärkreislaufes beim KKW Stendal ist als einschaliges Containment vorgesehen. Kernkraftwerke mit DWR, die in der Bundesrepublik Deutschland konzipiert und betrieben werden, haben einen zweischaligen Einschluß: Sicherheitsbehälter aus Stahl und umgebendes Gebäude aus Stahlbeton. Der Zwischenraum wird abgesaugt und ermöglicht damit, Leckagen des Sicherheitsbehälters kontrolliert nach Filterung abzuleiten. Diese Möglichkeit ist bei einem einschaligen Containment nicht gegeben. Dies entspricht nicht der bundesdeutschen Praxis. Es ist daher nachzuweisen, daß auch mit dem einschaligen Containment der erforderliche Schutz vor unzulässiger Freisetzung radioaktiver Stoffe gewährleistet werden kann (E 7.1-7).

Die zweischalige Bauweise des Sicherheitseinschlusses für DWR ist so konzipiert, daß Belastungen, wie Druck- und Temperaturerhöhungen, die aus Störfällen resultieren, vom Sicherheitsbehälter (Stahlkugel) abgetragen werden, während Belastungen, die von außen auf den Einschluß einwirken, wie z.B. aus Flugzeugabsturz oder Druckwellen aus chemischen Reaktionen, vom umgebenden Stahlbetongebäude abgetragen werden. Auf den Sicherheitsbehälter wirken dann nur Sekundäreffekte.

Bei einem einschaligen Einschluß wird bei äußeren Belastungen unmittelbar auch die Containmentfunktion betroffen. Das gilt für das KKW Stendal insbesondere für den Kuppelbereich. Der zylindrische Bereich des Containments ist durch die Äußere Umbauung bis zu einem gewissen Grade geschützt.

Die Ergebnisse einer ersten ingenieurmäßigen Abschätzung /EIB 91/ haben ergeben, daß nach gegebenenfalls einigen Umbau- und Ertüchtigungsmaßnahmen aus bautechnischer Sicht die Erfüllung der Vorschriften in der Bundesrepublik Deutschland möglich wären; ausgenommen davon ist der Lastfall Flugzeugabsturz. Die nicht untersuchten induzierten Erschütterungen und die nicht ermittelten Etagenantwortspektren können zusätzliche Probleme in sich bergen.

7.2 Anlageninterne übergreifende Einwirkungen

7.2.1 Brandschutz

Dieser Abschnitt beschränkt sich auf die Betrachtung interner Brände; das sind Brände, die innerhalb von Gebäuden entstehen. Von außen auf Gebäude übergreifende Brände wie zum Beispiel Brände infolge von Störfällen in Einrichtungen mit großen Brandlasten auf dem Kraftwerksgelände (wie Tankstellen und Gaslager) oder aber Brände außerhalb des Kraftwerksgeländes, wie zum Beispiel Brände infolge von Transportunfällen (Unfälle bei Luft-, Schienen-, Straßen- und Schiffsverkehr), werden hier nicht betrachtet, da hierzu keine Angaben vorliegen. Brände außerhalb des Kraftwerksgeländes sind im Zusammenhang mit der Behandlung äußerer Einwirkungen zu behandeln. Vom Antragsteller ist ein geschlossenes Konzept zum Schutz der Kraftwerksanlage gegen Einwirkungen von außen zur Bewertung vorzulegen, welches auch Brände von außerhalb des Kraftwerksgeländes mit berücksichtigt (vergleiche E 2.7-1). Bei der Errichtung von Einrichtungen mit großen Brandlasten ist sicherzustellen, daß unzulässige Brandeinwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Bauwerke und Einrichtungen ausgeschlossen werden können (E 7.2-1).

7.2.1.1 Allgemeines

Bei der Beurteilung des Brandschutzes beim Kernkraftwerk Stendal muß berücksichtigt werden, daß sich die Kraftwerksanlage noch im Rohbauzustand befindet. Der Einbau von Brandschutzeinrichtungen und Brandschutzkomponenten wie z. B. Brandmeldeeinrichtungen, stationäre Brandbekämpfungseinrichtungen, Rauchabzüge sowie brandschutztechnische Abschottungen (Türen, Kabelschotts usw.) erfolgt im allgemeinen zu einem späteren Zeitpunkt, so daß hier nur eine Beurteilung der

geplanten Einrichtungen anhand vorhandener Planungsunterlagen durchgeführt werden kann. Diese Planungsunterlagen gehen über die konzeptionelle Darstellung des Brandschutzes im allgemeinen nicht hinaus, so daß hier nur eine Bewertung des Brandschutzkonzeptes erfolgen kann.

Auch die unter Brandschutzgesichtspunkten zu schützenden systemtechnischen Einrichtungen und Komponenten sind noch nicht installiert. Eine Bewertung der vorgesehenen Aufstellungsorte unter Brandschutzgesichtspunkten sowie der brandschutztechnischen Abtrennungen kann zum jetzigen Zeitpunkt ebenfalls nur anhand der vorhandenen Planungsunterlagen erfolgen.

Brandschutztechnische Schwachstellen, die sich durch Mängel bei der Montage ergeben, lassen sich grundsätzlich aus den Planungsunterlagen nicht entnehmen. Sie können erst im Rahmen einer Abnahmeprüfung der entsprechenden Systeme ermittelt werden. Bereiche beim Kernkraftwerk Stendal, bei denen aufgrund von Erkenntnissen aus anderen WWER-Anlagen damit zu rechnen ist, daß die derzeitigen Planungsvorgaben nicht zu verwirklichen sind und somit Schwachstellen im Bereich des Brandschutzes zu erwarten sind, werden in der vorliegenden Bewertung behandelt.

Angaben über wiederkehrende Prüfungen an Brandschutzeinrichtungen werden in den Unterlagen nicht gemacht. Diesen Prüfungen kommt eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung zu. Hier ist im Rahmen weiterer Prüfungen ein geschlossenes Konzept zur Prüfung vorzulegen (E 7.2-2).

7.2.1.2 Bewertungsmaßstäbe

Die Bewertung des Brandschutzes im Rahmen dieses Berichtes erfolgt grundsätzlich entsprechend dem Stand der Technik zum Brandschutz in bundesdeutschen Kernkraftwerken. Hinsichtlich der kerntechnischen Anforderungen wird dieser in den folgenden wesentlichen Unterlagen geregelt:

- Kriterium 2.7 "Brand- und Explosionsschutz" der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke mit der Interpretation vom 28.11.79
- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Leitlinie 11 "Brandschutz", Leitlinie 12 "Fluchtwege und Alarmierung"

- KTA-Regel 2101.1 "Brandschutz in Kernkraftwerken", Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes.

Weitere KTA-Regeln zum Brandschutz in Kernkraftwerken befinden sich noch in Diskussion. Die entsprechenden Regelungen können jedoch als Literatur zum derzeitigen Stand der Erkenntnisse angesehen und daher als Bewertungshilfe genutzt werden:

- KTA-Regel 2101.2 "Brandschutz in Kernkraftwerken", Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen, Regelentwurfsvorlage, Fassung: 06.91
- KTA-Regel 2101.3 "Brandschutz in Kernkraftwerken", Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen, Regelentwurfsvorlage, Fassung: 11.90
- KTA-Regel 2102 "Rettungswege in Kernkraftwerken", Regelentwurf, Stand: 06.90.

7.2.1.3 Grundlegendes Brandschutzkonzept

- **Beschreibung**

Die Brandschutzkonzeption des Kernkraftwerkes Stendal beruht sowohl auf sowjetischen Normen als auch auf Vorschriften der DDR. Bei der brandschutztechnischen Planung wurde hierbei von folgenden wesentlichen Grundsätzen ausgegangen:

- Die drei Redundanzen des Sicherheitssystems werden baulich getrennt verlegt und brandschutztechnisch gegeneinander abgeschottet (Feuerwiderstandsdauer 90 Minuten).
- In Raumbereichen mit größeren Brandlasten werden Brandmelde- und Brandbekämpfungseinrichtungen installiert.

Im Gegensatz zu älteren WWER Anlagen erfolgt beim KKW Stendal A eine Auslagerung sicherheitstechnisch relevanter Einrichtungen aus dem Maschinenhaus. Darüberhinaus ist das Maschinenhaus ein separates Bauwerk, so daß dem Aspekt "Brand im Maschinenhaus" beim Kernkraftwerk Stendal A eine geringere Bedeutung zukommt.

Die Störfallkombination "Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben) mit Folgebrand" wird im vorliegenden Brandschutzkonzept des Kernkraftwerks Stendal nicht explizit behandelt. Die Sprühwasser-Löschanlagen für redundante, sicherheitstechnisch wichtige System- und Kabelräume innerhalb des Reaktorgebäudes sind allerdings erdbebensicher projektiert.

- **Bewertung**

Die hier genannten Auslegungsgrundsätze entsprechen im wesentlichen den Grundsätzen des Brandschutzes bundesdeutscher kerntechnischer Brandschutzregeln. Zur Berücksichtigung von Einwirkungen von außen mit Folgebrand hätte es allerdings, wie in der KTA-Regel 2101.1 aufgeführt, einer systematischen Behandlung dieses Themas bedurft. Die systematische Behandlung der Störfallkombination "Einwirkungen von außen mit Folgebrand" ist im Rahmen weiterer Prüfungen durchzuführen (E 7.2-3).

7.2.1.4 Bautechnische Brandschutzmaßnahmen

- **Vorgesehene Maßnahmen**

- Hauptgebäude (Reaktorgebäude, Maschinenhaus, Entgaseranbau, Elektroanbau)

Das Reaktorgebäude bildet mit dem Maschinenhaus, dem Entgaseranbau und dem Elektroanbau einen zusammenhängenden Gebäudekomplex. Es ist vorgesehen die Flachdächer dieser Bauwerke mit einer schützenden Brandschutzaufschüttung aus Kies mit einer Stärke von 20 mm gegen Brandübertrag von außen zu sichern.

- Reaktorgebäude (Containment und Äußere Umbauung)

Nach den Projektunterlagen sollen alle tragenden und abgrenzenden Bauteile innerhalb des Reaktorgebäudes einen Feuerwiderstandsdauer von mindestens 150 Minuten aufweisen. Tragende Stahlkonstruktionen sollen zur Gewährleistung des erforderlichen Feuerwiderstandes umputzt werden; hier gibt es jedoch keine konkreten Zahlenangaben. Die Räume für die Komponenten des Sicherheitssystems (technologische Räume des Sicherheitssystems) unterhalb des Containments sind voneinander

durch Bauteile mit einer Feuerwiderstandsdauer von mindestens 90 Minuten abgetrennt.

Die im Reaktorgebäude befindlichen Räume, die Ölsysteme beinhalten (z.B. Hauptumwälzpumpe), sollen ebenfalls eine Feuerwiderstandsdauer von mindestens 90 Minuten erhalten. Außerdem sind im Bereich der Türöffnungen dieser Räume Schwellen vorgesehen, um das Auffangen des gesamten Ölvolumens zu gewährleisten. Der Öltank der Hauptumwälzleitung soll mit einem Ablauf in den Ölhavarieabflusstank versehen werden. Dieser Tank befindet sich ebenfalls in einem feuerbeständig abgetrennten Raum.

Die drei Redundanzen der elektrotechnischen Ausrüstungen des Sicherheitssystems sind getrennt projektiert. Sie werden jeweils in separaten Räumen bzw. Kabelkanälen und -schächten untergebracht. Die Wände dieser Räume bzw. Kabelkanäle und -schächte sollen eine Feuerwiderstandsdauer von mindestens 90 Minuten besitzen. Die Verlegung der Kabel der allgemeinen Energieversorgung soll hierbei nur innerhalb einer Redundanz des Sicherheitssystems eines Blockes erfolgen.

Für die Lüftung der Kabelräume sind Zuluft- und Abluftsysteme vorgesehen, wobei die Kabelräume der drei Stränge des Sicherheitssystems jeweils unabhängige Lüftungssysteme besitzen sollen. Die Lüftungskanäle, die durch andere Räume des Gebäudes geführt werden, sollen eine Feuerwiderstandsdauer von mindestens 90 Minuten erhalten. Für bestimmte Räume des Ölsystems, ist ein eigenständiges Zuluft- und Abluftsystem geplant.

Für die Batterie- und Säureräume sind Zuluft- und Abluftsysteme vorgesehen, die beim Ausfall der Ventilatoren durch eine Zusammenführung des Abluftsystems eine natürliche Belüftung dieser Räume gewährleisten. Die Leitungen des Abluftsystems sollen mit einer Feuerwiderstandsdauer von 45 Minuten und funkengeschützt ausgelegt werden. In den Zu- und Abluftleitungen brandgefährdeter Räume sollen Brandschutzklappen installiert werden, die bei einem Brand den Brandraum absperren.

Bei Anregung der stationären Brandbekämpfungseinrichtungen sollen automatisch die Zu- und Abluftsysteme abgeschaltet werden. Nach Erlöschen des Brandes erfolgt dann vor Ort die Wiederinbetriebnahme der Lüftung zum Zwecke der Entrauchung.

- Maschinenhaus, Entgaseranbau, Elektroanbau

Alle tragenden und raumabgrenzenden Bauteile innerhalb des Maschinenhauses und des Entgaseranbaus werden aus nichtbrennbaren Baustoffen gefertigt und sollen grundsätzlich einen Feuerwiderstand von mindestens 120 Minuten aufweisen. Die Wand zwischen dem Elektroanbau und dem Entgaseranbau soll einen Feuerwiderstand von 240 Minuten aufweisen. Die Räume mit den nach sowjetischen Normen niedrigsten Brandgefährdungsgraden sollen durch Zwischenwände getrennt werden, die eine Feuerwiderstandsdauer von wenigstens 45 Minuten besitzen. Die Türen in diesen Wänden sollen eine Feuerwiderstandsdauer von mindestens 30 Minuten erhalten. Die Wände der Evakuierungstreppenhäuser erhalten nach den vorliegenden Unterlagen eine Feuerwiderstandsfähigkeit von 120 Minuten. Es ist vorgesehen, das Dach des Maschinenhauses mit einer schwerentflammaren Silikatschaum-Dämmung einzudecken.

- Notstromgebäude

Bei den Notstromgebäuden handelt es sich um separate Bauwerke, die jeweils einen eigenen Brandabschnitt bilden.

- **Bewertung**

Die Angaben, die zum bautechnischer Brandschutz in den verschiedenen Unterlagen gemacht werden, sind lückenhaft und nicht immer eindeutig und nicht widerspruchsfrei. Bezeichnungen wie "feuerfest" werden z. B. für unterschiedliche Feuerwiderstandsdauern benutzt. Deshalb kann nur schwer nachvollzogen werden, was z. B. unter den unterschiedlichen Produktionskategorien und den verschiedenen Graden der Feuerfestigkeit zu verstehen ist. Aufgrund der uns vorliegenden Informationen, kann allerdings von folgenden wesentlichen Planungsgrundsätzen ausgegangen werden:

- Gebäudeaußenkonstruktionen und Bauteile aus Stahlbeton, die für die Standsicherheit der Bauwerke relevant sind, sind mindestens feuerbeständig (Feuerwiderstandsdauer 90 Minuten oder mehr) ausgeführt. Hinsichtlich der Einstufung der Konstruktionen aus Stahlzellenverbundbauweise in Feuerwiderstandsklassen sind noch Detailfragen zu klären; eine formale Einstufung steht hier noch aus (E 7.2-4).

- Es werden, soweit möglich, nicht brennbare oder wenigstens schwer entflammbare Baustoffe verwendet.
- Die relevanten Bauwerke werden in Brandabschnitte bzw. feuerbeständig abgetrennte Bereiche (Brandsektionen) unterteilt, wobei Gesichtspunkte wie Redundanztrennung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen und Sicherung von Rettungswegen grundsätzlich berücksichtigt werden.
- Redundante sicherheitstechnisch relevante Systeme und Einrichtungen werden baulich getrennt angeordnet und sollen feuerbeständig (Feuerwiderstandsdauer 90 Minuten) voneinander getrennt werden. Eine entsprechende Trennung erfolgt grundsätzlich auch für die Kabelverlegung des Sicherheitssystems.
- Bereiche mit größeren Ölbehältnissen sollen feuerbeständig (Feuerwiderstandsdauer 90 Minuten) abgeschottet werden.

Diesen grundsätzlichen Planungsvorgaben kann auch unter Berücksichtigung der in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Regeln und Richtlinien zugestimmt werden.

Aufgrund der im Zusammenhang mit der Beurteilung der Anlagen in Greifswald gewonnenen Erfahrungen sowie der Erkenntnisse aus anderen WWER-Anlagen muß jedoch davon ausgegangen werden, daß die konzeptionellen Planungsvorgaben bei der Ausführung in der Anlage nicht in allen Bereichen konsequent eingehalten werden. Dieses gilt insbesondere für die bauliche Trennung der redundanten Stränge des Sicherheitssystems (zum Beispiel in Kreuzungsbereichen bei der Kabelverlegung und im Raum der Reservewarte). Im Bereich der FD- und Speisewasserarmaturen ist eine wünschenswerte brandschutztechnische Trennung vom Konzept her nicht vorgesehen. Eine endgültige Beurteilung und Identifizierung solcher Problembereiche ist zum jetzigen Zeitpunkt nicht möglich. Im Rahmen einer Brandgefahrenanalyse sind solche Problembereiche zu identifizieren und zu bewerten. Gegebenenfalls sind zusätzliche Brandschutzmaßnahmen durchzuführen (E 7.2-5).

Angaben über die Qualität der bautechnischen Brandschutzeinrichtungen wie Brandschutztüren, Kabelschotts und Brandschutzklappen liegen nicht vor. Es dürfen nur geprüfte und bauaufsichtlich zugelassene Brandschutzeinrichtungen wie

Brandschutztüren, Kabelschotts und Brandschutzklappen eingebaut werden (E 7.2-6).

Außerdem ist aus den Unterlagen das Konzept hinsichtlich des Einsatzes von Brandschutzklappen in den Lüftungsleitungen nicht klar erkennbar. Lüftungsführungen, die mehreren feuerbeständigen Bereichen zugeordnet sind, sind in Bereichen der Durchdringungen notwendiger feuerwiderstandsfähiger Abtrennungen, mit Brandschutzklappen zu versehen (E 7.2-7).

Zur Entkopplung (Systementkopplung, siehe Abschnitt 6.4) der Reservewarte von der Blockwarte wurden keine Angaben gemacht. Eine solche systemtechnische Entkopplung (Kabelführung nicht über Wartenbereich, elektrische Entkopplung) ist jedoch auch aus Gründen des Brandschutzes von sicherheitstechnischer Relevanz. Aus Gründen des Brandschutzes wird eine Systementkopplung der Reservewarte von der Blockwarte für erforderlich gehalten (E 7.2-8).

Es ist geplant, im Reaktorgebäude große Ölmengen für die Hauptumwälzpumpen ($2 \times 10 \text{ m}^3$) einzubringen. Es ist deshalb eine Brandgefahrenanalyse durchzuführen und gegebenenfalls sind weitergehende Brandschutzmaßnahmen vorzunehmen (E 7.2-9).

Die Verlegung redundanter Systemkabel, die nicht zum Sicherheitssystem gehören, ist aus den Unterlagen nicht erkennbar. Es wird für erforderlich gehalten, daß auch diese Kabel brandschutztechnisch getrennt werden (E 7.2-10).

7.2.1.5 Anlagentechnische Brandschutzmaßnahmen

- **Brandmeldeanlagen**

- **Vorgesehene Maßnahmen**

Zur raschen Branderkennung und -meldung sollen manuelle und automatische Brandmelder installiert werden. In Räumen mit brandgefährdeten Einrichtungen sind flächendeckend automatische Brandmelder vorgesehen. Dabei sind Rauchmelder innerhalb der Kabelräume und Wärmemelders im Bereich der Ölversorgung der Pumpen geplant. An den Zugängen der Treppenträume werden Druckknopfmelder angebracht.

Die Brandmeldung soll in der ständig besetzten Blockwarte erfolgen. Außerdem ist es vorgesehen, in der Warte die Stellung der Schieber für die Löschwasserversorgung anzuzeigen. Eine übergeordnete Brandmelderzentrale soll außerdem im Feuerwehrgebäude installiert werden.

- Bewertung

Vom Konzept her sind automatische Brandmelder nur in Räumen mit größeren Brandlasten vorgesehen. Da es nicht ausgeschlossen werden kann, daß auch in brandlastarmen Bereichen größere Brandlasten eingebracht werden können, wird es hier für erforderlich angesehen, in allen Bereichen mit sicherheitstechnischer Bedeutung automatische Brandmelder zu installieren (E 7.2-11).

Über Anordnung und Qualität der Brandmelder wurden keine Angaben gemacht. Hier ist es bei der Installation der Brandmelder erforderlich, die Raumgeometrie, das Brandgut sowie die Lüftungsbedingungen zu berücksichtigen. Bei unübersichtlichen Bedingungen sind Versuche zur Ermittlung der Rauchausbreitung durchzuführen. Der Einsatz von typgeprüften, für das jeweilige Brandgut geeigneten Brandmeldern wird für erforderlich angesehen (E 7.2-12).

Positiv ist anzumerken, daß in weiterführenden Überlegungen des Anlagenbauers die automatische Ansteuerung von Brandschutzeinrichtungen (z. B. Lüftungsanlagen, Feuerlöschanlagen) über die Brandmelderanlage konzipiert wurde; dabei ist grundsätzlich eine Zweimelderabhängigkeit zur Vermeidung von Fehlauflösungen vorgesehen.

• **Feuerlöschanlagen**

- Vorgesehene Maßnahmen

• Feuerlöschwassernetz

Auf dem Kraftwerksgelände soll ein äußeres Löschwassernetz errichtet werden. Die Löschwasserbereitstellung soll dabei über zwei räumlich getrennte Löschwasserpumpstationen erfolgen. Es ist beabsichtigt, in der Pumpstation I (1. Baustufe) drei

notstromgesicherte Feuerlöschpumpen mit einer Kapazität von jeweils 50% zu errichten. Neben einem Drucksystem (mit Druckhaltepumpen) sind dort Wasserspeicher vorgesehen. Eine zusätzliche Wasserspeisung ist über Kühlturmtassen sowie aus der Elbe geplant. Die Pumpstation II (2. Baustufe) soll vier Pumpen, mit einer Kapazität von jeweils 50 % erhalten. Ebenfalls sind hier Druckhaltesysteme sowie Wasserspeicher vorgesehen.

- Reaktorgebäude

Bei den vorgesehenen stationären Feuerlöschanlagen des Reaktorgebäudes handelt es sich um Sprühwasser-Feuerlöschanlagen, die in verschiedene Löschsektionen aufgeteilt sind. Aufgabe dieser Löschanlagen soll es sein, Entstehungsbrände zu bekämpfen, eine Brandausbreitung zu verhindern und ölführende Einrichtungen im Brandfall zu kühlen.

Für das Reaktorgebäude ist ein eigenes Löschwassernetz, das als Ringleitung mit Abgängen für die Löschwasserverbraucher ausgebildet ist, konzipiert (siehe Bild 7.2-1). Über vier Einspeisungen soll die Ringleitung mit dem Feuerlöschwassernetz der Kernkraftwerksanlage verbunden werden. Es ist vorgesehen, daß von der Ringleitung zwei Schleifen in je eine Schieberkammer abgehen und eine Sprühwasser-Löschanlage speisen. Eine weitere Schleife soll in drei Löschwasserbehälter mit jeweils 72 m³ Fassungsvermögen einspeisen, die zu einer großen Sprühwasser-Löschanlage gehören. Es ist geplant, diese Anlage erdbebensicher auszuliegen. Im Reaktorgebäude sind die folgenden drei Löschbereiche konzipiert:

- Sprühwasser-Löschbereich der Hauptumwälzpumpen (HUP) er besteht aus vier Löschsektionen und schützt die Ölversorgung der HUP
- Sprühwasser-Löschbereich der Zuspeisepumpen (ZSP); er besteht aus drei Löschsektionen und schützt die Ölanlagen der ZSP
- Sprühwasser-Löschbereich für redundante, sicherheitstechnisch wichtige System- und Kabelräume (diese Anlage wird erdbebensicher ausgelegt).

Bei den Sprühwasser-Löschbereichen der HUP und der ZSP ist geplant, daß bis zu den Schiebern (in den Schieberkammern) Wasser ansteht; danach soll eine Trockenleitung bis an die zu schützenden Anlagen geführt werden. Die Auslösung der

Anlagen soll nach dem zweiten Signal der Brandmeldeanlage der jeweiligen Löschesektion automatisch erfolgen. Hierbei ist dann geplant, den der entsprechenden Löschesektion zugeordneten Motorschieber in der Schieberkammer zu öffnen. Es ist vorgesehen, parallel zu diesem Motorschieber jeweils zusätzlich einen Handschieber anzuordnen. Das Abstellen der Löschanlage ist manuell vorgesehen.

Von den Sprühwasser-Löschbereichen für redundante, sicherheitstechnisch wichtige System- und Kabelräume sollen im wesentlichen Kabelräume geschützt werden. Als sicherheitstechnisch wichtiges System ist diese Löschanlage dreisträngig (gilt für Behälter, Pumpe und Sammelleitung) konzipiert, so daß alle Löschesektionen von jedem dieser drei Stränge mit Wasser versorgt werden können. Pumpen, Tanks, Absperr- und Inbetriebnahmemarmaturen jedes Systems sollen brandschutztechnisch gegeneinander abgetrennt werden.

Die Funktionsweise ist analog zu den Sprühwasseranlagen der HUP und der ZSP geplant. Abweichungen bestehen bei folgenden Punkten:

- Die Löschwasserversorgung erfolgt aus Löschwasserbehältern, die vom Löschwassernetz oder vom sicheren Nebenkühlwassersystem A gespeist werden.
- Eine Einschaltung der Löschanlage soll hier erfolgen, wenn zwei Brandmelderlinien in einem Brandraum ansprechen. Hier sind in jedem Raum vier Linien vorhanden.
- Die drei Stränge der Löschanlage sind den entsprechenden Strängen des Sicherheitssystems zugeordnet. Es ist vorgesehen, daß immer die beiden vom Brand nicht betroffenen Stränge zugeschaltet und danach, sofern beide Stränge einspeisen, ein Strang wieder abgeschaltet wird. Manuell kann auch der dritte Strang zugeschaltet werden.
- Es ist vorgesehen, daß die Lokalisierungsarmaturen beim Durchgang durch das Containment ständig geöffnet sind; sie werden vom Reaktorschutz geschlossen.

Neben diesen automatischen stationären Sprühflutanlagen ist im Reaktorgebäude eine trockene Steigleitung vorgesehen. Außerhalb des Gebäudes (Ebene 0 m) soll diese Leitung eine Dreifacheinspeisung für Tanklöschfahrzeuge der Feuerwehr erhalten.

Innerhalb der Containmentkuppel (Höhe ca. 61 m) sind drei Anschlüsse für Feuerlöschschläuche an dieser Steigleitung vorgesehen.

Für die manuelle Brandbekämpfung innerhalb der Äußeren Umbauung des Reaktorgebäudes sind auf den verschiedenen Ebenen Hydranten vorgesehen, die über Stichleitungen von der Ringleitung mit Löschwasser versorgt werden.

- Maschinenhaus mit Anbauten

Bei den geplanten stationären Feuerlöschanlagen des Maschinenhauses handelt es sich um Sprühwasser-Feuerlöschanlagen, die in 19 Löschsektionen aufgeteilt werden. Bei den einzelnen Löschsektionen wird unterschieden zwischen "räumlich abgeschlossenen Löschsektionen" (z. B. Kabelraum, Ölraum) und "räumlich offenen Löschsektionen" (z. B. Feuerlöschanlage bei Ölbereichen).

Aufgabe der Sprühwasser-Löschanlagen soll die Brandbekämpfung von Entstehungsbränden, Verhinderung der Brandausbreitung sowie Kühlung von Ölanlagen sein.

Zur Löschwasserversorgung des Maschinenhauses ist eine Ringleitung (DN 200) vorgesehen, die von drei Stellen des Feuerlöschleitungsnetzes der Kraftwerksanlage gespeist wird. Drei angeschlossene Ringsysteme sollen in drei Verteilerräume (Schieberäume) mit Motorschiebern und parallel angeordneten Handschiebern führen. Eine Konzeptänderung mit einem Verzicht auf Verteilerräume und den Bau einer Leitung von der Ringleitung über die Absperrarmaturen direkt zu den einzelnen Löschsektionen ist angedacht. Von den Verteilerräumen sind trockene Leitungen bis an die zu schützende Objekte geplant.

Bei räumlich abgeschlossenen Löschsektionen soll die Auslösung der Löschanlage beim Ansprechen zweier Brandmeldelinien automatisch erfolgen. In diesen Räumen werden jeweils zwei Brandmeldelinien mit Ionisations-Meldern installiert. Diese Löschanlagen sollen allerdings auch manuell vor Ort oder von der Warte aus ausgelöst werden können. Es ist angedacht, in den Kabelräumen eine Intervallschaltung für den Löschvorgang einzustellen: zwei Minuten Löschen, zwei Minuten Pause.

Bei räumlich offenen Löschsektionen ist in der Regel eine automatische Auslösung der Löschanlage nicht vorgesehen. Die Löschanlage soll hier erst nach einem

Kontrollgang manuell vor Ort oder von der Warte aus durch Auffahren der Schieber ausgelöst werden. Bei sicherer Branderkennung über zwei Meldesignale ist allerdings auch bei offenen Löschanlagen eine automatische Auslösungsmöglichkeit geplant.

Die Löschanlagen sollen manuell abgeschaltet werden. Eine Anzeige der Funktion der Löschanlagen sowie der Stellung der Schieber in der Blockwarte ist geplant. Bei Auslösung der Feuerlöschanlage soll die Lüftung in den betroffenen Räumen abgeschaltet werden.

Parallel zu den Einspeisestellen des Löschwasserleitungsnetzes in die Ringwasserleitung des Maschinenhauses sind jeweils drei Notspeisungen für Tanklöschfahrzeuge der Feuerwehr vorgesehen. So ist eine Löschwasserversorgung der im Maschinenhaus befindlichen Löschanlagen auch bei Ausfall des Löschwassernetzes der Kraftwerksanlage möglich.

Für die manuelle Brandbekämpfung innerhalb des Maschinenhauses sind auf den verschiedenen Ebenen Hydranten, die über Stichleitungen von der Ringleitung mit Löschwasser versorgt werden, konzipiert. Zusätzliche Steigleitungen mit außen jeweils Dreifacheinspeisungen für Tanklöschfahrzeuge der Feuerwehr sind für die Brandbekämpfung des Maschinenhausdaches, des Turbinentischbereichs, des Entgaseranbaus sowie für das Dach des Elektroanbaus vorgesehen.

- Notstromgebäude

In allen drei Bauwerken sind Wandhydranten vorgesehen. Zusätzlich sollen hier stationäre Sprühwasserlöschanlagen errichtet werden.

- Bewertung

Die dargestellte Konzeption der stationären Feuerlöscheinrichtungen erscheint durchweg sinnvoll und genügt auch den bundesdeutschen Regeln und Richtlinien. Im einzelnen ist noch zu prüfen, ob für alle Löschbereiche, auch unter Berücksichtigung einer zusätzlichen manuellen Brandbekämpfung, eine ausreichende Förderhöhe und Löschwassermenge gewährleistet wird (E 7.2-13).

Innerhalb der Schieberräume sollen die Motorabsperreinrichtungen und Handabsperreinrichtungen der Löschwasserleitungen für mehrere Brandbekämpfungssektionen untergebracht werden. Die hier vorgesehenen Brandlasten sind gering. Im Rahmen einer Analyse ist zu ermitteln, inwieweit der gleichzeitige Ausfall mehrerer Systeme innerhalb der Schieberräume möglich ist. Hieraus könnten sich Nachrüstmaßnahmen ableiten (E 7.2-14).

Hinsichtlich der Löschwasserversorgung für Einrichtungen innerhalb des Containments ist zu prüfen, inwieweit eine Rückstellung des Abschlusses der Lokalisierungsarmaturen (Containmentabschluß) nach Ansteuerung durch das Notkühlsignal möglich ist. Im Hinblick z.B. auf Fehlansprechen des Notkühlsignals wird eine Rückstellmöglichkeit für erforderlich angesehen (E 7.2-15).

Der Aspekt "Ausfall von Sicherheitseinrichtungen infolge einer Löschwasserbeaufschlagung" wurde nicht angesprochen. Hier muß nachgewiesen werden, daß bei einer Brandbekämpfung nicht mehrere Redundanzen sicherheitstechnisch relevanter Systeme oder Einrichtungen unzulässig beeinträchtigt werden können (E 7.2-16). Unzulässige Folgen einer Brandbekämpfung können beispielsweise durch den Einsatz wasserundurchlässiger Brandschutzabschottungen vermieden werden.

7.2.1.6 Betrieblicher Brandschutz

Die manuelle Brandbekämpfung in der Anlage wird durch die Betriebsfeuerwehr durchgeführt. Über Organisation und Stärke der Feuerwehr sowie administrative Regelungen im Brandfall, liegen verbindliche Angaben nicht vor. Für das Konzept ist dieser Punkt nicht entscheidend. Es ist davon auszugehen, daß eine Werksfeuerwehr entsprechend den gültigen Regeln und Richtlinien zum Einsatz kommt. Im Rahmen weiterer Untersuchungen muß hierzu ein Konzept vorgelegt werden (E 7.2-17).

7.2.1.7 Konventionelle Brandschutzanforderungen

Neben den nuklearspezifischen Anforderungen an den Brandschutz sind auch die konventionellen baurechtlichen Anforderungen zu berücksichtigen. Beim Kernkraftwerk Stendal ist eine Konzeption bezüglich der Bildung von Brandabschnitten und Brandsektionen und der konsequenteren Abschottung von größeren Brandlasten

festzustellen. Damit entspannt sich das Problem des Personenschutzes. Außerdem sind Maßnahmen zur Entrauchung im Brandfall angedacht. Die zulässigen Rettungsweglängen nach DDR-Vorschriften werden durchweg eingehalten.

Im Detail sind jedoch noch Überprüfungen erforderlich; insbesondere sind Auslegung und Qualität der bautechnischen Brandschutzmaßnahmen und die Sicherung der Rettungswege (z.B. freie Durchgänge, konsequente bauliche Abtrennung von Treppenträumen) zu betrachten. Außerdem sind spezielle Problembereiche wie Brandschutz im Bereich von Ölsystemen zu untersuchen (E 7.2-18).

7.2.1.8 Zusammenfassung der Ergebnisse und der Empfehlungen

Beim Kernkraftwerk Stendal A ist positiv zu bewerten:

- die weitgehende bauliche Trennung des dreifach redundant ausgelegten Sicherheitssystems
- das Vorhandensein einer Reservewarte
- die bei baulichen Abtrennungen aus Stahlbeton im allgemeinen vorhandene hohe Feuerwiderstandsdauer von wenigstens 90 Minuten
- die Installation von Brandmeldern in allen Bereichen mit höheren Brandlasten
- die Installation umfangreicher stationärer Löschanlagen in Bereichen mit Kabelmassierungen und Bereichen der Ölversorgung, die größtenteils automatisch ausgelöst werden und in die teilweise auch über Feuerwehranschlüsse Löschwasser nachgespeist werden kann
- die Erdbebenauslegung der Löschanlagen für redundante sicherheitstechnisch wichtige System- und Kabelräume im Reaktorgebäude.

Für Bereiche der brandschutztechnischen Auslegung des Kernkraftwerks Stendal, die nicht den heutigen Anforderungen entsprechen bzw. die aufgrund fehlender Informationen nicht ausreichend beurteilt werden können, werden Empfehlungen gegeben (siehe Kapitel 10).

7.2.2 Überflutung

Im vorliegenden Abschnitt wird nur die Überflutung von innen, nicht die Überschwemmung von außen behandelt. Zur letzteren liegen keine Unterlagen vor. Wegen der Lage des Kernkraftwerkgeländes in einer Höhe von 10,0 m über dem mittleren Elbewasserstand wird die Überschwemmungsgefahr als gering eingestuft und daher nicht weiter betrachtet.

- **Beschreibung der Gebäude**

- Maschinenhaus

Im Maschinenhaus sind keine sicherheitstechnisch relevanten Komponenten aufgestellt, so daß ein Versagen der Speisewasserleitungen, der Speisewasserbehälter oder der Hauptkühlwasserleitungen zwar zu einem partiellen Überfluten des Maschinenhauses, aber nicht zum unmittelbaren Ausfall von Sicherheitseinrichtungen führt.

- Notstromgebäude

In den drei Notstromgebäuden befinden sich neben den Notstromdieseln räumlich getrennt jeweils die beiden Pumpen für das sichere Nebenkühlwassersystem A (NKW-A). Bei Versagen (Bruch) eines Stranges kann es zur Überflutung eines Notstromgebäudes kommen.

- Reaktorgebäude (Apparatehaus)

Das Reaktorgebäude hat unterhalb der 13,20-m-Decke drei Geschosse (siehe Bild 4.2-1). In diesem Gebäude sind fast alle Sicherheitseinrichtungen untergebracht. Sie liegen unterhalb der 13,20-m-Decke und des Havarieborbehälters (HBB) und sind deshalb potentiell durch Überflutung gefährdet. Die Kammertüren sind daher mit Dichtungen versehen und werden von außen verriegelt.

Die Reservewarte und die Pumpen für das Havariespeisewasser und für die drei Stränge des HD- und des ND-Notkühlsystems liegen in jeweils getrennten Räumen auf der untersten Ebene (-4,20 m). Die drei Havarie- und die drei Beckenkühler sind

auf der 0,00-m-Ebene angeordnet. Über den Havariespeisewasserpumpen befinden sich auf der 3,60-m-Ebene die drei Havariespeisewasserbehälter (je 500 m³) in einem gemeinsamen wannenförmigen Raum, der von der 6,60-m-Ebene über drei Treppen begehbar ist. Auf der 6,60-m-Ebene sind ebenfalls die Blockwarte und ein großer Teil der Leittechniksschränke angeordnet. Auf dieser Ebene befindet sich auch der Boden des L-förmigen Havarieborbehälters (630 m³), aus dem im Anforderungsfall das Gebäudesprüh-, das HD- und das ND-Notkühlssystem gespeist werden. Die Abflüsse des HBB sind dreisträngig (DN 600) mit je einem einfachen Rohr ausgeführt und verlaufen zu den Havariekühlern. Der Abschluß besteht in Flußrichtung nach ca. 10 m aus nur je einer Motorabsperrarmatur. Vor der Motorabsperrarmatur gehen drei Leitungen (DN 10) zum Probeentnahmesystem des Primärkreislaufes, eine Leitung (DN 150) zur Aufwärmung der Borsäurelösung und eine Leitung (DN 100) kommt von der Spezielle Wasseraufbereitung (SWA) zum Auffüllen des Havarieborbehälters. Zusätzlich gehen in Einfachrohrausführung vom HBB drei zweifach absperbare Leitungen (DN 100) zur SWA beziehungsweise zu den Gullywässern.

Wegen der großen Borsäurelösung- und Deionatvorräte einerseits, beziehungsweise der nahezu unbegrenzten Nachspeisekapazität des Nebenkühlwassersystems A und der sicherheitstechnischen Bedeutung der dadurch gefährdeten Systeme (Reservewarte, Havariespeisewassersystem) andererseits, sind zuverlässige Vorkehrungen zur Vermeidung einer Überflutung erforderlich. Ein entsprechendes Konzept liegt nicht vor.

- **Bewertungsmaßstab**

Entsprechend den Störfall-Leitlinien des BMI sind durch Überflutung unzulässige Auswirkungen auf die sicherheitstechnisch relevanten Systeme zu vermeiden. Die Überflutungsgefahr wird durch Sektorierung, Höhenanordnung, Absperrmaßnahmen, Doppelrohr an der Sumpfsaugleitung und Abkammerung verhindert.

- **Bewertung**

Im Maschinenhaus führen Überflutungen nicht zum unmittelbaren Ausfall von Sicherheitseinrichtungen. Die Überflutung eines Notstromgebäudes ist wegen des dreisträngigen Aufbaus des Sicherheitssystems tolerierbar. Es werden daher im

Maschinenhaus und im Notstromgebäude keine zusätzlichen Vorkehrungen zur Vermeidung von Überflutungen für erforderlich gehalten.

Im Reaktorgebäude soll der gleichzeitige Ausfall von mehr als einem Strang der einzelnen Sicherheitseinrichtungen durch die Unterbringung in voneinander getrennten Kammern verhindert werden. Zur Funktionstüchtigkeit dieser Anordnung ist nachzuweisen, daß die Wände zwischen den Kammern, die Türen und ihre Dichtungen sowie die Versatzteile in den Wänden den zu unterstellenden Strahl- und Wasserlasten standhalten können (E 7.2-19).

In den Kammern vorhandene Gullyabflüsse sind mit geeigneten Absperreinrichtungen zu versehen, um über die Entwässerung ein Überfluten benachbarter Stränge des Sicherheitssystems verhindern zu können. Diese Absperreinrichtungen zwischen den Gullysystemen von redundanten Systemen müssen im Normalbetrieb in Geschlossenstellung gesichert sein (E 7.2-20).

Zur Verminderung der Eintrittshäufigkeit von Überflutungsereignissen ist eine qualifizierte und zuverlässige Einrichtung zur Leckageerkennung zu installieren, um dem Schichtpersonal wirksame Gegenmaßnahmen zu ermöglichen (E 7.2-21).

Die drei Abflüsse des sicherheitstechnisch wichtigen Havariebehälters, der Teil des Containments ist, stellen einen besonders gravierenden Schwachpunkt dar, da sie nur aus einfachen Rohren bestehen und nicht unmittelbar am Behälter absperrbar sind.

Es wird daher gemäß den BMI-Störfall-Leitlinien für erforderlich gehalten, die Durchführungen durch das Containment in Doppelrohrbauweise mit Leckdetektion auszuführen. Weiterhin müssen die Motorarmaturen an das Ende der Doppelrohre, möglichst dicht am Sumpf angeordnet sein (E 7.2-22).

Besonders gefährdet sind alle sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten und Einrichtungen, die nur einmal vorhanden sind. Das ist insbesondere die auf der untersten Ebene -4,20 m liegende Reservewarte. Sie muß durch Türschwellen und dichtschießende Türen, die eventuellen Wasserlasten oder Strahlkräften standhalten, geschützt werden (E 7.2-23).

Auf der 20,40 m Ebene befinden sich im Containment die drei als Doppelwanne ausgeführten Abklingbecken. Sie sind mit einem Leckagekontrollsystem versehen und die Versorgungsleitungen sind von oben, ohne Durchdringung, angebunden, so daß ein Überfluten der unteren Räume durch Undichtigkeiten der Abklingbecken ausgeschlossen werden kann. Eventuell vorhandene Abableitungen müssen mit einer Doppelmatur versehen sein. Eine Heberwirkung durch Leitungen, die von oben einbinden, muß verhindert werden können (E 7.2-24).

- **Zusammenfassende Bewertung**

Ob eine Überflutung von Gebäuden bzw. Gebäudebereichen zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen auf die Gesamtanlage führt, hängt entscheidend von den möglichen Leckvolumina, den Fördermengen der Pumpen, den betroffenen Raumbereichen, den in diesen Raumbereichen aufgestellten Sicherheitseinrichtungen, den Entdeckungsmöglichkeiten sowie den möglichen Gegenmaßnahmen durch die Betriebsmannschaft ab. Sicherheitstechnisch von Bedeutung sind vor allem die Ereignisse, bei denen es zu redundanzübergreifenden Überflutungen und somit zum Ausfall mehrere Stränge der Sicherheitseinrichtungen kommen kann. Sicherheitsrelevante Komponenten sind Einrichtungen, die nur einmal vorhanden sind. Dazu gehört z. B. die Reservewarte, die besonders sorgfältig vor einem Funktionsverlust zu schützen ist. Die Empfehlungen zu den erkannten Schwachpunkten sind im Kapitel 10 aufgeführt.

7.2.3 Absturz von Lasten

- **Beschreibung**

Folgende Hebezeuge bzw. vorgesehene Aufstellungsorte von Hebezeugen sind einer Konzeptbetrachtung unterzogen worden:

	Hebezeug/ Bezeichnung	Standort/ Raum
1	Rundlaufkran 320 t/ 160 t 2 x 70 t	Containment GA 701
2	Brückenkran 125 t/ 20 t 2 x 100 t	Maschinenhaus Turbinehalle 2 Stück
3	Halbportalkran/ Brückenkran 15 t	Maschinenhaus Turbinehalle
4	Hängekran 5 t	Maschinenhaus Entgaseranbau oberhalb des Speisewasserbehälters
5	Hängekran 8 t	Maschinenhaus Entgaseranbau oberhalb des Speisewasserbehälters
6	Brückenkran 20 t/ 5 t	Maschinenhaus Entgaseranbau Speisewasserbehältertrakt oberhalb der Speisewasserpumpen
7	Zu diesem Kran liegen keine Unterlagen vor	Äußere Umbauung A 820 Armaturenkammer
8	Zu diesem Kran liegen keine Unterlagen vor	Äußere Umbauung A 911.1 Lüfterzentrale
9	Zu diesem Kran liegen keine Unterlagen vor	Äußere Umbauung A 911.2 Lüfterzentrale
10	Zu diesem Kran liegen keine Unterlagen vor	Notstromgebäude
11	Brückenkran 32 t/ 1 t	Zentrale aktive Werkstatt Lager für frische Kassetten
12	Umlademaschine	Containment Reaktorsaal

- **Bewertungsmaßstab**

Hebezeuge, bei denen Gefahren durch Absturz einer Last auftreten können, unterliegen den Anforderungen der KTA-Regel 3902 "Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken".

• Bewertung

Es wurden die wesentlichen Auslegungsmerkmale, der oben aufgeführten Hebezeuge der Anlage Stendal A den Anforderungen der KTA-Regel 3902 gegenüber gestellt.

Die Prüfung der Hebezeuge hat ergeben, daß die Krananlagen und die Umlademaschine im wesentlichen dem Abschnitt 3.0 (allgemeine Bedingungen) der KTA-Regel 3902 genügen.

Der Rundlaufkran 320 t / 160 t / 2 x 70 t im Containment und der 10-t-Elektrozug auf dem Portalkran, der sich auf den Brückenträgern des Rundlaufkrans befindet, muß entsprechend den Auswirkungen bei einem unterstellten Lastabsturz den Forderungen des Abschnittes 4.3 (erhöhte Anforderungen) der KTA-Regel 3902 genügen. Eine Nachrüstung (Anpassung) der Krananlage an diese Forderungen der KTA-Regel 3902 wird als erforderlich angesehen. Entsprechende Nachweise sind zu führen und vorzulegen (E 7.2-25).

Die Krananlagen, die unter den Nummern 2 bis 9 der eingangs gegebenen Aufstellung genannt sind, müssen auch den zusätzlichen Anforderungen nach KTA-Regel 3902, Abschnitt 4.5, genügen, wenn nicht die Möglichkeit besteht, Transportvorgänge während des Leistungsbetriebes der Kraftwerksanlage ganz zu unterbinden oder durch Hardwaremaßnahmen und Einschränkungen des Kraneinsatzes das mögliche Schadensausmaß bei einem Lastabsturz so zu begrenzen, daß die Gefahren nach KTA-Regel 3902, Abschnitt 4.2, nicht zu besorgen sind. Die Forderung nach Erfüllung der zusätzlichen Anforderungen nach KTA-Regel 3902 erfordert eine Nachrüstung (Anpassung) der Krananlagen. Entsprechende Nachweise sind zu führen und vorzulegen (E 7.2-26).

Die Umlademaschine muß entsprechend den Auswirkungen bei einem unterstellten Lastabsturz den Forderungen des Abschnittes 4.4 der KTA-Regel 3902 genügen. Eine Nachrüstung (Anpassung) der Umlademaschine an diese Forderungen wird für erforderlich gehalten, sofern dieses nicht bereits erfolgt ist. Entsprechende Nachweise sind zu führen und vorzulegen (E 7.2-27).

Bei den anderen Krananlagen, wie

- die Hebezeuge (Ausführung nicht bekannt) im Notstromgebäude und

- der Brückenkran 32 t / 1 t in der Zentrale aktive Werkstatt (Lager für frische Kassetten)

werden unter Zugrundelegung der Anforderungen nach KTA-Regel 3902 keine Nachrüstmaßnahmen bzw. Anpassungen für erforderlich angesehen.

7.3 Radiologischer Arbeitsschutz

7.3.1 Einführung

Bei der Bewertung des Strahlenschutzes des Personals ist davon auszugehen, daß für das Technische Projekt (TP) des KKW Stendal gemäß vertraglicher Regelungen zwischen der UdSSR und der DDR die im Zeitraum der 70er Jahre gültigen sowjetischen "Normen des Strahlenschutzes" (NRB-76), die "Sanitären Vorschriften für die Projektierung und den Betrieb von Kernkraftwerken" (SPAES-79) sowie die "Sanitären Grundvorschriften für den Umgang mit radioaktiven Stoffen" (OSP-72) zugrundegelegt wurden /NRB 76/, /SPA 79/, /OSP 72/. Außerdem kamen für den Projektierungsumfang des Auftraggebers die damals geltenden DDR-Strahlenschutzvorschriften /SSV 69/, /DBS 69/ sowie in der Folgezeit deren aktualisierte Fassungen /VOA 84/, /DBV 84/ zur Anwendung.

Nachfolgend werden die im Rahmen der Gesamtkonzeption des betrieblichen Strahlenschutzes getroffenen organisatorischen und technischen Maßnahmen zur Gewährleistung des radiologischen Arbeitsschutzes sowie die zu erwartende Strahlenexposition des Personals beim Leistungsbetrieb und bei Instandhaltungsarbeiten bewertet. Die zugehörigen Aussagen stützen sich dabei insbesondere auf Unterlagen des TP des KKW Stendal, die Ergebnisse der Begutachtung des TP durch das Staatliche Amt für Atomicherheit und Strahlenschutz (SAAS) der DDR und andere Institutionen, das Verbindliche Angebot zur Baustufe I des KKW Stendal, Schriftwechsel zwischen dem SAAS und dem VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau (KKAB), Präzisierungen des TP des KKW Stendal sowie Erkenntnisse aus der Konzeptphase 1 der Zusammenarbeit zwischen den Firmen Siemens AG und K.A.B. AG. Detaillierte Quellenangaben zu allen Abschnitten können dem Bericht /ACL 91/ entnommen werden.

Die Gesamtkonzeption des betrieblichen Strahlenschutzes des KKW Stendal beinhaltet umfangreiche organisatorische (z.B. Zoneneinteilung, Raumklassifizierung) und technische Maßnahmen (z.B. Abschirmung der wichtigsten Strahlenquellen, geschlossene Kreisläufe zur Aktivitätsrückhaltung, Anlagen zur Verringerung der Aktivitätskonzentration in flüssigen und gasförmigen Medien, Strahlenschutzüberwachung). Dabei werden im TP als Quellen ionisierender Strahlung die Anlagen und Ausrüstungen des Primär- und des Sekundärkreislaufs sowie der Hilfskreisläufe bzw. Hilfssysteme des KKW berücksichtigt und die nuklidspezifische Charakterisierung dieser Strahlenquellen dargestellt /TEP 81/.

Vergleicht man den im TP vorgestellten Komplex von organisatorischen und technischen Maßnahmen des Strahlenschutzes mit der Strahlenschutzkonzeption eines KKW, das den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerks genügt, so wird deutlich, daß im Grundsatz die jeweiligen Gesamtkonzeptionen zur Gewährleistung des Strahlenschutzes einander entsprechen. Um jedoch eine detaillierte Aussage zu erhalten, werden nachfolgend ausgewählte organisatorische und technische Maßnahmen der Strahlenschutzkonzeption unter Berücksichtigung der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV), der BMI-Sicherheitskriterien und von KTA-Regeln bewertet. Ein spezielles Problem stellt dabei das am Standort des KKW Stendal vorgesehene Prüflaborgebäude für Meßtechnik zur Strahlenschutzüberwachung dar, dessen Bewertung jedoch aus dem vorliegenden Umfang herausgenommen wird, da es nicht dem Kraftwerk zugerechnet werden muß.

7.3.2 Organisatorische Maßnahmen

7.3.2.1 Zoneneinteilung und Raumklassifizierung

- **Beschreibung**

Im TP des KKW Stendal werden alle Produktionsräume, Gebäude und Bauwerke dem Kontroll- und Überwachungsbereich zugeordnet, wobei die Räume des Kontrollbereichs entsprechend der Auslegungsdosisleistung H_T in ständig gewartete Räume (mit $H_T \leq 12 \mu\text{Sv/h}$), halbgewartete Räume (mit $H_T \leq 24 \mu\text{Sv/h}$) und ungewartete Räume

(mit $H_T \leq 240 \mu\text{Sv/h}$, kein Aufenthalt während des Leistungsbetriebs) eingeteilt werden und für beliebige Räume im Überwachungsbereich $H_T \leq 1 \mu\text{Sv/h}$ gilt /TEP 81/.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Für die Zoneneinteilung dienen als Bewertungsmaßstäbe die Festlegungen der §§ 35, 57, 58, 60 StrlSchV. Danach sind Strahlenschutzbereiche in Kontroll- und Überwachungsbereiche einzuteilen, wobei Bereiche mit $H_T > 3 \text{ mSv/h}$ innerhalb der Kontrollbereiche als Sperrbereiche abzugrenzen sind. Außerdem sind Kontroll- und Sperrbereiche mit dem Strahlenzeichen sowie dem Zusatz "Kontrollbereich" bzw. "Sperrbereich - Kein Zutritt" zu kennzeichnen.

Die Raumklassifizierung ist unter Berücksichtigung der DIN 25440 vorzunehmen, nach der die Zuordnung der Räume zu Raumklassen entsprechend der zu erwartenden höchsten Ortsdosisleistung im allgemein zugänglichen Bereich erfolgt (z. B. Klasse A bis $10 \mu\text{Sv/h}$, Klasse B bis $10^2 \mu\text{Sv/h}$ usw.).

- **Bewertung**

Die vom Projektanten gewählte Zoneneinteilung stimmt grundsätzlich mit der gemäß §§ 58, 60 StrlSchV vorgegebenen Einteilung in Kontroll- und Überwachungsbereich überein. Geringfügige Unterschiede ergeben sich durch abweichende Kriterien bezüglich der Strahlenexposition (vergleiche hierzu Abschnitt 7.3.4). Dabei ist jedoch gewährleistet, daß Strahlenschutzgrenzwerte nicht überschritten werden. Der gemäß § 57 StrlSchV definierte Sperrbereich entspricht grundsätzlich der Kategorie "Ungewarteter Raum", wobei die Festlegungen zur Auslegungsdosisleistung voneinander abweichen.

Als Empfehlung ergibt sich in diesem Zusammenhang die korrekte Kennzeichnung der gewarteten, halbwarteten und ungewarteten Räume entsprechend den oben genannten Kriterien (E 7.3-1).

Für die Räume des Reaktorgebäudes, der Speziellen Wasseraufbereitung (SWA) und der Zentralen aktiven Werkstatt (ZAW) liegen bereits Einstufungen gemäß DIN 25440 vor, die jedoch hinsichtlich der Notwendigkeit von zusätzlichen organisatorischen und

technischen Maßnahmen zur Einhaltung von Forderungen des § 54 StrlSchV und der KTA-Regel 1301.1 zu überprüfen sind (vergleiche hierzu auch entsprechende Empfehlung in Abschnitt 7.3.3.1).

Zusätzlich wird jedoch empfohlen, geeignete Maßnahmen zu realisieren, die die Notwendigkeit der Begehung von ungewarteten Räumen des Containments während des Betriebs ausschließen bzw. auf ein Minimum beschränken (E 7.3-2).

7.3.2.2 Hygienetrakt

- **Beschreibung**

Der Hygienetrakt (Schleusenbereich), der die Verbindung zwischen dem Kontrollbereich und dem Überwachungsbereich darstellt, ist für den vollständigen Austausch der Straßenbekleidung des im Kontrollbereich tätigen Personals mit Garderoben, Duschen, Räumen für die Kontrolle der Oberflächenkontamination des Körpers sowie Lagerräumen für individuelle Schutzmittel und saubere bzw. kontaminierte Spezialkleidung ausgelegt /TEP 81/. Dabei ist vorgesehen, den Zu- und Austritt des Personals zum bzw. aus den Kontrollbereichen der geplanten vier Blöcke über einen gemeinsamen Hygienetrakt im Spezialgebäude zu realisieren.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Gemäß KTA-Regel 1301.1 ist bei der Planung des Hygienetrakts von einer gegenüber der Gesamtzahl des Eigenpersonals dreifachen Reserve für Fremdpersonal auszugehen, wobei ausreichend Platz zum Umkleiden und Waschen sowie eine ausreichende Anzahl von Kontaminationsmonitoren zur Verfügung stehen müssen.

- **Bewertung**

Die gegenwärtige Konzeption des Hygienetrakts wird den oben genannten Maßstäben nicht gerecht. Um zu sichern, daß bei Schichtwechsel der reibungslose und klar voneinander abgegrenzte Durchgang des alten und neuen Personals erfolgen kann, sollte der Hygienetrakt daher baulich und ausrüstungsseitig unter Zugrundelegung

eines Personalbedarfs von 300 Arbeitskräften (AK) Eigen- und 900 AK Fremdpersonal überarbeitet bzw. erweitert werden (E 7.3-3).

7.3.2.3 Strahlenschutzorganisationsstruktur

Durch den Projektanten wurde im TP der personelle Rahmen für die Organisation des Strahlenschutzes beim Betrieb der einzelnen Baustufen des KKW Stendal vorgegeben. Diese Organisationsstruktur ist für eine Bewertung unter Berücksichtigung der §§ 29, 30, 31 StrlSchV zu präzisieren, wobei insbesondere die Festlegungen bezüglich der Verantwortlichkeiten zu beachten sind.

7.3.3 Technische Maßnahmen

7.3.3.1 Abschirmung

- **Beschreibung**

Durch stationäre Abschirmungen (biologischer Schutz) wird die Äquivalentdosisleistung im Kontroll- und Überwachungsbereich auf ein Niveau verringert, das unter den Bedingungen des Normalbetriebs die Einhaltung und Unterschreitung der gemäß Raumklassifizierung vorgegebenen Auslegungsdosisleistung sichert (vergleiche Abschnitt 7.3.2.1). Gemäß TP werden hierzu Stahlbeton mit einer Dichte von 2,1 bzw. 3,3 g/cm³, Wasser und verschiedene Metallkonstruktionen verwendet. Dabei sind die Methoden zur Berechnung des biologischen Schutzes sowie die Ausgangsnuklidspalten und Quellstärken für die Hauptstrahlungsquellen des Reaktorgebäudes im TP dargestellt. Die Angaben zur Strahlungsabschirmung der radioaktiven Nebenanlagen sind im Verbindlichen Angebot enthalten. Darüber hinaus wurde die Abschirmungsauslegung gegenüber den mit radioaktiven Medien beaufschlagten Rohrleitungen der Rohrleitungsbrücke zum Gebäude der Speziellen Wasseraufbereitung erarbeitet. Es ist zu erwähnen, daß im Zusammenhang mit der Qualitätssicherung der Abschirmkonstruktionen entsprechende Prüfanforderungen vorliegen.

Außerdem sind die während der Errichtung der Reaktorabschirmung aufgetretenen Projektabweichungen zu nennen, die nach Prüfung durch das SAAS zu einem

zeitweiligen Baustopp führten. Der VEB KKAB erhielt 1989 die Auflage, die Auswirkungen dieser Abweichungen vom Projekt hinsichtlich der Veränderung des Strahlenfeldes zu ermitteln und entsprechende Maßnahmen zur Gewährleistung des Strahlenschutzes in den angrenzenden Räumen abzuleiten.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Nach § 54 StrlSchV sind Abschirmungen unter Berücksichtigung der Aufenthaltszeit so zu dimensionieren, daß die Strahlenexposition während des normalen betriebsmäßigen Ablaufs ein Fünftel der Werte der Anlage X, Tabelle X 1, Spalte 2 StrlSchV (zum Beispiel die effektive Dosis von 10 mSv/a für Personal der Kategorie A) nicht überschreiten kann.

Außerdem wird gemäß KTA-Regel 1301.1 gefordert, daß Abschirmwände so zu bemessen sind, daß die Ortsdosisleistung maximal zu 20 % der oberen Raumklassengrenze durch Einstrahlung aus dem Nachbarraum bestimmt wird. Zusätzlich gilt für die Abschirmung von ausgewählten Arbeitsplätzen (mehr als 1000 h/a besetzte Räume, Hygiene-Trakt, Erste-Hilfe-Raum) bzw. Teilen von häufig begangenen Verkehrswegen, daß die Ortsdosisleistung den Wert von 5 bzw. 10 μ Sv/h nicht überschreiten darf.

- **Bewertung**

Die Wandstärken der Räume des Kontrollbereichs sind entsprechend den oben genannten Anforderungen zu überprüfen und bei Notwendigkeit entsprechende Maßnahmen zur Nachrüstung von Abschirmungen bzw. zur Beschränkung der Aufenthaltsdauer festzulegen (E 7.3-4).

Die während der Errichtung der Reaktorabschirmung aufgetretenen Projektabweichungen sind hinsichtlich der zu erwartenden Veränderungen des Strahlenfeldes zu analysieren (E 7.3-5).

7.3.3.2 Strahlenschutzüberwachung

- **Beschreibung**

Gemäß TP sollte ursprünglich die stationäre Strahlenschutzüberwachung (SSÜ) mit dem System AKRB-03 realisiert werden, dessen Gesamtkonzeption auf einer Vielzahl stationärer Meßgeber zur systemtechnischen und dosimetrischen Strahlenkontrolle mit Meßwertübertragung zur zentralen Dosimetriewarte für alle vier Blöcke beziehungsweise zu den blockbezogenen SSÜ-Leitständen basiert. Dabei waren neben den Meßkanälen für den Normalbetrieb eine Reihe von Geräten vorgesehen, die auch bei Störfällen die Informationsbereitstellung sichern sollten. In der Phase der Ausführungsprojektierung wurde das Nachfolgesystem AKRB-08 angeboten, das sich jedoch nur unwesentlich von seinem Vorgänger unterscheidet. Für die personendosimetrische Überwachung sollte das System UI-27 zum Einsatz kommen.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Grundsätzliche Anforderungen an die Strahlenschutzüberwachung von KKW werden im Kriterium 10.1 der BMI-Sicherheitskriterien formuliert. Sie betreffen die personellen, organisatorischen, räumlichen und apparativen Voraussetzungen für die Strahlenschutzüberwachung in der Anlage und gehen auf den Umfang notwendiger Meßeinrichtungen ein. Eine Detaillierung dieser Forderungen ist in den KTA-Regeln enthalten.

Zusätzlich ist das Kriterium 10.2 der BMI-Sicherheitskriterien zu nennen, das Forderungen zur Aktivitätsüberwachung in Fortluft und Abwasser enthält und in den KTA-Regeln ausgeführt wird.

- **Bewertung**

Die wesentlichen Nachteile des Systems AKRB-03 und dessen Weiterentwicklung AKRB-08 betreffen insbesondere die Nachweisgrenzen der Meßbereiche zur Erfassung radioaktiver Ableitungen im Normalbetrieb und bei auslegungüberschreitenden Störfällen sowie Mängel bei der Darstellung der Meßdaten. Wesentliche Mängel weist auch das Meßsystem UI-27 zur personendosimetrischen Überwachung auf, das durch

ein System zu ersetzen ist, das neben der Erfassung der Personendosis auch Dosiswarnung, Zugangsüberwachung und Kopplung mit rechnergestützter Datenauswertung ermöglicht.

Insgesamt ergibt sich die Forderung, die Meßsysteme zur systemtechnischen und dosimetrischen Strahlenschutzüberwachung entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu modifizieren (E 7.3-6). Dabei kann das Konzept der routinemäßigen zentralisierten Überwachung einer Vielzahl von Meßparametern teilweise durch bedarfsbezogene Messungen ersetzt werden, falls die Notwendigkeit des routinemäßigen Zutritts in Anlagenräume während des Leistungsbetriebs verringert werden kann. Voraussetzung dafür ist jedoch auch die Neukonzipierung des Einsatzes transportabler Meßeinrichtungen.

7.3.4 Strahlenexposition des Personals

7.3.4.1 Strahlenschutzgrenzwerte

- **Beschreibung**

Das TP des KKW Stendal basiert auf den in Tabelle 7.3-1 dargestellten Strahlenschutzgrenzwerten, wobei für Personen der Kategorie A (beruflich strahlenexponiertes Personal) und Kategorie B (nicht strahlenexponiertes Personal) Äquivalentdosisgrenzwerte für die Organe der Gruppen I, II und III aufgelistet sind.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Die Grundlagen für die Bewertung bilden die Festlegungen des § 49 StrlSchV. Dabei ist insbesondere auf die in Tabelle 7.3-2 dargestellten Grenzwerte hinzuweisen (vergleiche hierzu auch Anlage X, Tabelle X 1, StrlSchV), wobei als Unterschied zur NRB-76 die Kategorie B nach StrlSchV für beruflich strahlenexponiertes Personal gilt. Zusätzlich gilt unter anderem, daß gemäß § 49, Absatz 1, StrlSchV die Summe der in allen Kalenderjahren ermittelten effektiven Dosen beruflich strahlenexponierter Personen 400 mSv (Lebensalterdosis) nicht überschreiten darf.

- **Bewertung**

Aus dem Vergleich der in Tabelle 7.3-1 für verschiedene Organgruppen dargestellten Äquivalentdosisgrenzwerte mit den in Tabelle 7.3-2 genannten Körperdosisgrenzwerten wird deutlich, daß die für die Projektierung des KKW Stendal zugrundegelegten Strahlenschutzgrenzwerte den Maßstäben der StrlSchV entsprechen. Einschränkend ist jedoch darauf hinzuweisen, daß die Vorgabe einer Lebensalterdosis in der sowjetischen Strahlenschutznorm NRB-76 nicht enthalten ist. Es ist daher zu prüfen, ob für spezielles Instandhaltungspersonal Maßnahmen zur Einhaltung der Lebensalterdosis erforderlich sind (E 7.3-7).

7.3.4.2 Strahlenexposition während des Leistungs- und Instandhaltungsbetriebs

- **Beschreibung**

Ausgehend vom TP liegen für die Räume des Reaktorgebäudes und der Äußeren Umbauung Angaben zur Strahlungssituation während des Leistungsbetriebes vor, wobei eine maximale Leckage des Primärkreislaufs von 0,2 t/h unterstellt wird. Es fehlen jedoch Angaben über den voraussehbaren routinemäßigen Arbeitsumfang während des Leistungsbetriebs sowie über die daraus ableitbaren individuellen und kollektiven Expositionswerte.

Hinsichtlich der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten entspricht das Projekt dem Detaillierungsgrad der zugehörigen Festlegungen in der Projektierungsvorschrift SPAES-79 /SPA 79/. Dabei ist insbesondere der Einsatz ferngesteuerter Systeme und handhabungsfreundlicher Anlagen und Ausrüstungen ungenügend berücksichtigt.

- **Bewertungsmaßstäbe**

Gemäß § 28 StrlSchV ist jede unnötige Strahlenexposition von Personen zu vermeiden und unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik auch unterhalb der in Abschnitt 7.3.4.1 genannten Strahlenschutzgrenzwerte so gering wie möglich zu halten.

Für die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge für den Strahlenschutz des Personals bei Instandhaltungsarbeiten liegen detaillierte Forderungen in der entsprechenden IWRS-Richtlinie sowie KTA-Regel 1301.1 vor. Sie betreffen insbesondere die Reduzierung der Ortsdosisleistung sowie die Anordnung und Auslegung von Systemen und Komponenten. Außerdem werden in der IWRS-Richtlinie Festlegungen zur Nachweisführung über entsprechende Vorsorgemaßnahmen getroffen.

- **Bewertung**

Unter Berücksichtigung der Grundsätze des § 28 StrlSchV ist die Gesamtkonzeption des Primärkreislaufs hinsichtlich der Minimierung auftretender Leckagen zu überprüfen (E 7.3-8). Der routinemäßige Arbeitsumfang während des Leistungs- und Instandhaltungsbetriebs sowie die resultierende individuelle und kollektive Strahlenexpositionen ist zu analysieren. Dazu sind Maßnahmen zur weiteren Reduzierung der Strahlenexposition abzuleiten (E 7.3-9). Die Nachweise für die Strahlenschutzvorsorge gemäß IWRS-Richtlinie sind zu erbringen (E 7.3-10).

Unter Berücksichtigung der im Rahmen der Zusammenarbeit Siemens und K.A.B. AG getroffenen Schlußfolgerungen sind außerdem folgende Empfehlungen zu nennen: Für die Durchführung von Instandhaltungsarbeiten ist der Einsatz moderner Prüftechnik, insbesondere für Ausrüstungen des Primärkreislaufs, vorzusehen. Der Mechanisierungsgrad für strahlenintensive Tätigkeiten ist zu erhöhen (E 7.3-11). Unter Berücksichtigung der Erfahrungen bei der Ausführungsprojektierung des Druckraumsystems des Blockes 5 des KKW Greifswald sind durch lokale Änderung der Komponentenaufstellung und Rohrleitungstrassierung Abstellplätze, Stau- und Zwischenlagerflächen sowie Montagefreiraum für Instandhaltungsmaßnahmen zu schaffen (E 7.3-12). Außerdem sind für Instandhaltungsarbeiten mit potentieller Inhalationsgefahr moderne Atemschutzmittel vorzusehen (E 7.3-13).

7.4 Strahlenschutz der Bevölkerung in der Umgebung

7.4.1 Ableitungen mit der Fortluft

- **Beschreibung**

- Abgaberaten

Nach Angaben in /SIE 90/ wurden für das Kernkraftwerk Stendal, Block A, folgende Antragswerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft festgelegt:

- Radioaktive Gase	2×10^{15} Bq/a
- Aerosole	5×10^{10} Bq/a
- I 131	2×10^{10} Bq/a

Bei der Ermittlung der Strahlenexposition müssen außerdem die erfahrungsgemäß aus Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor mit der Fortluft abgeleiteten Radionuklide Tritium und Kohlenstoff 14 berücksichtigt werden. Entsprechend den Erfahrungswerten für die Ableitung von H 3 und C 14 aus in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland /BMI 83, BMU 86/ ist für eine konservative Abschätzung der Strahlenexposition von jährlichen Abgaberaten für H 3 von 3.7×10^{12} Bq und für C 14 von 5.6×10^{11} Bq für jeden Kernkraftwerksblock auszugehen. Diese Werte werden auch für Block A des Kernkraftwerkes Stendal angenommen.

Bei der Berechnung der Strahlenexposition wird somit insgesamt für Block A von folgenden Abgaberaten ausgegangen:

- Radioaktive Gase	2×10^{15} Bq/a
- Aerosole (Halbwertszeit > 8 d)	5×10^{10} Bq/a
- I 131	2×10^{10} Bq/a
- H 3	3.7×10^{12} Bq/a
- C 14	5.6×10^{11} Bq/a

Nach Angaben in /PLW 90/ verteilen sich diese Abgaberraten auf die Emissionsquellen "Kamin (Höhe 100 m) des Reaktorgebäudes des Blockes A" und "Kamin (Höhe 50 m) der Zentralen Aktiven Werkstatt ZAW" folgendermaßen:

Emissionsquelle	Kamin Reaktorgebäude A	Kamin ZAW
Radioaktive Gase	100 %	-
H 3	100 %	-
C 14	100 %	-
Aerosole	90 %	10 %
I 131	90 %	10 %

Langjährige Erfahrungswerte über die Nuklidzusammensetzung der einzelnen Nuklidgruppen liegen nicht vor; deshalb wird bei den Berechnungen von den entsprechenden Angaben in /AVV 90/ für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren ausgegangen.

- Ausbreitungsfaktoren

Zur Ermittlung der Auswirkungen der Ableitung radioaktiver Stoffe wurden die Langzeitausbreitungs- und Langzeitwashoutfaktoren unter Verwendung der meteorologischen Daten in /PWL 90/ nach den Verfahren in /AVV 90/ berechnet. Die Werte der Ausbreitungsfaktoren für die ungünstigste Einwirkungsstelle, die unter Berücksichtigung von Gebäude- und Kühlturmeinfluß ermittelt wurden, sind:

	X_{γ}^G s x m ⁻²	X^G s x m ⁻³	W^G m ²	W^S m ²
Kamin Reaktorgebäude	1×10^{-4}	4×10^{-7}	1.4×10^{-9}	1.4×10^{-9}
Kamin ZAW	3×10^{-4}	4×10^{-6}	1.4×10^{-9}	1.4×10^{-9}
X_{γ}^G	Langzeitausbreitungsfaktor für des gesamte Jahr für Gammasubmersion			
X^G	Langzeitausbreitungsfaktor für das gesamte Jahr			
W^G	Langzeitwashoutfaktor für das gesamte Jahr			
W^S	Langzeitwashoutfaktor für das Sommerhalbjahr			

- **Bewertungsmaßstab**

Bewertungsmaßstab sind die Bestimmungen des § 45 Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) zum Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor ionisierenden Strahlen. Im § 45 sind die Dosisgrenzwerte der Körperdosen für die Strahlenexposition des Menschen infolge der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser festgelegt.

Die Genehmigungswerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft aus Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Bruttoleistung bis 1400 MW in der Bundesrepublik Deutschland sind wie folgt festgelegt:

Emmissionsquelle	Bq/a
Edelgase	$\leq 1.11 \times 10^{15}$
I 131	$\leq 1.63 \times 10^{10}$
Aerosole (Halbwertszeit > 8 d))	$\leq 4.0 \times 10^{10}$

- **Bewertung**

Die Antragswerte für Block A des Kernkraftwerks Stendal liegen bei vergleichbarer Reaktorleistung deutlich über den Genehmigungswerten in der Bundesrepublik Deutschland.

Die Berechnung der potentiellen Strahlenexpositionen infolge der Ableitung radioaktiver Stoffe erfolgte mit den Rechenverfahren und Parametern der "Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV" unter Verwendung der in den vorangehenden Abschnitten aufgeführten Voraussetzungen über die Emissionsquellstärken und die Nuklidzusammensetzungen.

Im einzelnen werden folgende Expositionspfade gemäß Anlage XI zu § 45, Abs.2, StrlSchV bei Ableitungen mit Luft berücksichtigt:

- Exposition durch Betastrahlung innerhalb der Abluffahne
- Exposition durch Gammastrahlung aus der Abluffahne

- Exposition durch Gammastrahlung der am Boden abgelagerten radioaktiven Stoffe
- Luft - Pflanze
- Luft - Futterpflanze - Kuh - Milch
- Luft - Futterpflanze - Tier - Fleisch
- Atemluft.

Die Werte der potentiellen Strahlenexposition werden für die ungünstigsten Einwirkungsstellen berechnet. Diese liegen für die Ableitungen mit der Fortluft unmittelbar hinter der Geländegrenze des Kernkraftwerkes. Im einzelnen werden für die potentielle Strahlenexposition folgende maximale Werte erhalten:

Körperorgane	Äquivalentdosis in 10^5 Sv/a		
	Erwachsener	Kleinkind	Grenzwerte nach § 45 StrlSchV
Keimdrüsen, Gebärmutter rotes Knochenmark	≤ 9.0	≤ 8.4	30
Knochenoberfläche Haut	≤ 11.0	≤ 14.0	180
Schilddrüse	17	34	90
sonstige Organe	≤ 9.2	≤ 8.7	90
effektive Äquivalentdosis	9.4	9.1	30

Die für die potentiellen Strahlenexpositionen beim bestimmungsgemäßen Betrieb von Block A berechneten Werte zeigen insgesamt, daß die Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft am Standort Stendal eingehalten werden können. Die berechneten Strahlenexpositionen liegen um mindestens einen Faktor 2.5 bei Ableitungen mit der Fortluft unterhalb der Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV. Das zeigt, daß der Standort Stendal in bezug auf die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft im bestimmungsgemäßen Betrieb für die Errichtung eines Kernkraftwerksblocks geeignet ist.

7.4.2 Ableitungen mit dem Abwasser

- **Beschreibung**

- Abgaberaten

Nach Angaben in /SIE 90/ wurden für das Kernkraftwerk Stendal folgende Antragswerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser festgelegt:

- Nuklidgemisch ohne Tritium 2×10^{11} Bq/a
- Tritium 2×10^{14} Bq/a.

Am Standort war die Errichtung von vier Kraftwerksblöcken geplant, so daß im Mittel pro Anlage von 1/4 der oben angegebenen Standortwerte auszugehen ist.

Langjährige Erfahrungswerte über die Nuklidzusammensetzung liegen nur begrenzt vor. Daher wird bei den Berechnungen zur Ermittlung der Strahlenexposition von dem in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV genannten Spektrum für radioaktive Ableitungen mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren ausgegangen.

Die radioaktiven Abwässer des Kernkraftwerks Stendal sollen in die Elbe eingeleitet werden. Die mittlere Wasserführung im Bereich der Einleitungsstelle beträgt nach Angaben in /PWL 90/:

- arithmetisches Mittel der Abflüsse im gesamten Jahr $571 \text{ m}^3/\text{s}$
- arithmetisches Mittel der Abflüsse im Sommerhalbjahr $447 \text{ m}^3/\text{s}$.

- Radiologische Vorbelastung der Elbe

Zur Ermittlung potentieller Strahlenexpositionen infolge radiologischer Vorbelastungen der Elbe muß nach /PLW 90/ konservativ von folgenden Konzentrationen radioaktiver Stoffe ausgegangen werden:

Nuklid	Konzentration Bq/m ³
Cr 51	2×10^{-2}
Co 57	1×10^{-3}
Co 58	4×10^{-3}
Fe 59	5×10^{-4}
Sr 90	15
Tc 99 m	5×10^{-1}
I 125	1×10^{-2}
I 131	250
Cs 134, Cs 137	20
Yb 169	1×10^{-1}
Tl 201	8×10^{-1}

- **Bewertungsmaßstab**

Bewertungsmaßstab sind die Bestimmungen des § 45 Strahlenschutzverordnung zum Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor ionisierenden Strahlen. In § 45 StrlSchV sind die Dosisgrenzwerte der Körperdosen für die Strahlenexposition des Menschen infolge der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser festgelegt.

Die Genehmigungswerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Bruttoleistung bis 1400 MW in der Bundesrepublik Deutschland sind für das

- Nuklidgemisch ohne Tritium $\leq 1.85 \times 10^{11}$ Bq/a und
- für Tritium $\leq 5,0 \times 10^{13}$ Bq/a.

- **Bewertung**

Die Antragswerte für das Kernkraftwerk Stendal liegen bei vergleichbarer Reaktorleistung deutlich über den Genehmigungswerten in der Bundesrepublik Deutschland.

Die Berechnung der potentiellen Strahlenexposition infolge der Ableitung radioaktiver Stoffe erfolgt mit den Rechenverfahren und Parametern der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV unter Verwendung der in den vorangehenden Abschnitten aufgeführten Voraussetzungen über die Emissionsquellstärken und die Nuklidzusammensetzungen.

Im einzelnen werden folgende Expositionspfade gemäß Anlage XI zu § 45 Abs.2 StrlSchV bei Ableitungen mit Wasser berücksichtigt:

- Aufenthalt auf Sediment
- Trinkwasser
- Wasser - Fisch
- Viehtränke - Kuh - Milch
- Viehtränke - Tier - Fleisch
- Beregnung - Futterpflanze - Kuh - Milch
- Beregnung - Futterpflanze - Tier - Fleisch
- Beregnung - Pflanze.

Die Werte der potentiellen Strahlenexpositionen werden für die ungünstigsten Einwirkungsstellen berechnet. Diese liegen für die Ableitungen mit dem Abwasser vom Kernkraftwerk Stendal, Block A, im Nahbereich der Einleitungsstelle. Im einzelnen werden für die potentielle Strahlenexposition folgende maximale Werte erhalten:

Körperorgane	Äquivalentdosis in 10^{-5} Sv/a		
	Erwachsener	Kleinkind	Grenzwerte nach § 45 StrlSchV
Keimdrüsen Gebärmutter rotes Knochenmark	$\leq 0,2$	$\leq 0,1$	30
Knochenoberfläche, Haut	$\leq 0,2$	$\leq 0,1$	180
Schilddrüse	0,2	0,2	90
sonstige Organe	$\leq 0,2$	$\leq 0,1$	90
effektive Äquivalentdosis	0,2	0,1	30

Die in /PLW 90/ angegebenen Konzentrationen radioaktiver Stoffe in der Elbe infolge der radiologischen Vorbelastung ergeben für die potentiellen Strahlenexpositionen über den Wasserpfad folgende Werte:

Körperorgane	Äquivalentdosis in 10^{-5} Sv/a	
	Erwachsener	Kleinkind
Keimdrüsen Gebärmutter rotes Knochenmark	≤ 3.1	≤ 1.8
Knochenoberfläche Haut	≤ 5.1	≤ 2.8
Schilddrüse sonstige Organe	26 ≤ 1.9	39 ≤ 1.4
effektive Äquivalentdosis	2.8	2.5

Insgesamt ergeben sich für den Standort Stendal über den Abwasserpfad die nachstehend aufgeführten Werte:

Körperorgane	Äquivalentdosis in 10^{-5} Sv/a		
	Erwachsener	Kleinkind	Grenzwerte nach § 45 StrlSchV
Keimdrüsen Gebärmutter rotes Knochenmark	≤ 3.3	≤ 1.9	30
Knochenoberfläche Haut	≤ 5.2	≤ 2.9	180
Schilddrüse sonstige Organe	26 ≤ 2.1	39 ≤ 1.4	90 90
effektive Äquivalentdosis	2.9	2.5	30

Die für die potentiellen Strahlenexpositionen beim bestimmungsgemäßen Betrieb von Block A berechneten Werte zeigen insgesamt, daß die Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser am Standort Stendal eingehalten werden können. Die berechneten Strahlenexpositionen liegen bei Ableitungen mit dem Abwasser ohne Berücksichtigung der radiologischen Vorbelastung um einen Faktor 30 unterhalb der Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV. Das zeigt, daß

der Standort Stendal in bezug auf die Ableitung radioaktiver Stoffe im bestimmungsgemäßen Betrieb geeignet ist für die Errichtung eines Kernkraftwerkblocks. Die Errichtung weiterer Kernkraftwerksblöcke am Standort Stendal erfordert insbesondere wegen der relativ hohen Vorbelastung des Vorfluters weitere Untersuchungen in bezug auf die Ableitung radioaktiver Stoffe.

Literatur zu Kapitel 7

- /ACL 91/ Ackermann, L.
Zuarbeit zur Sicherheitsbewertung WWER-1000 am Beispiel des KKW
Stendal - Teilgebiet Radiologischer Arbeitsschutz - Zwischenbericht -
- /BAK 85/ Bauakademie der DDR, Institut für Industriebau
Containment in Stahlzellenverbundbauweise
Vorschrift für die bauliche Durchbildung, Berechnung und Ausführung von
Containments in Stahlzellenverbundbauweise
(Projektierungsvorschrift)
Berlin, November 1985, 1. Ergänzung und Präzisierung, Dezember 1986
- /BMI 83/ Der Bundesminister des Innern
Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung
Jahresberichte 1974, 1975, 1976, 1977, 1978, 1979, 1980, 1981, 1982,
1983
- /BMU 86/ Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung
Jahresberichte 1984, 1985, 1986
- /DBS 69/ 1. Durchführungsbestimmung vom 26.11.1969 zur Strahlenschutzverord-
nung
GBl. der DDR, 1969, Teil II, Nr. 99, S. 635
- /DBV 84/ Durchführungsbestimmung zur Verordnung über die Gewährleistung von
Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11.10.1984
GBl. der DDR, 1984, Teil I, Nr. 30, S. 348
- /EIB 91/ Eibl, J., F.H. Schlüter, J. Butsch
Bautechnische Untersuchungen zur derzeitigen Auslegung des Stahlzel-
len-Containments des KKW Stendal, Block A
Karlsruhe, Dezember 1991

- /HAB 83/ Hochschule für Architektur und Bauwesen Weimar,
WZ Industrie- und Spezialbau
Richtlinien zur Erfassung außergewöhnlicher äußerer Einwirkungen für
Spezialbauwerke des KKW-Baus
Oktober 1983, Überarbeitung März 1984
- /HOS 91/ Hosser, Haß + Partner,
Ingenieurgesellschaft für Bauwesen und Brandschutz mbH
Abschlußbericht: Sofortprogramm Stendal-Brandschutz Sicherheitstechni-
sche Bewertung des Kernkraftwerkes vom TYP WWER-1000/W-320
Dezember 1991
- /KAB 91a/ K.A.B.-AG
KKW Stendal I,
Maschinenhaus Block A, Systembeschreibung Maschinenhausentwässe-
rung
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0237-1/2
- /KAB 91b/ K.A.B.-AG
KKW Stendal I,
Maschinenhaus Block A, Systembeschreibung Feuerlöschanlagen im MH
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0239-1/2
- /KAB 91c/ K.A.B.-AG
KKW Stendal I,
1. Baustufe, Systemschaltbild Löschwassernetz Teil 1, Maschinenhaus
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0239-3
- /KAB 91d/ K.A.B.-AG
KKW Stendal I,
Apparatehaus Block A, Systembeschreibung Feuerlöschanlagen im AH
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0242-1

- /KAB 91e/ K.A.B.-AG
KKW Stendal I, 1. Baustufe, Systemschaltbild, Löschwassernetz, Teil Apparatehaus
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0242-2
- /KAB 91f/ K.A.B.-AG
Auslegungsdaten für die äußeren Löschwassersysteme (Löschwasserbereitstellung) des Gesamt-KKW
16.10.1990
- /NRB 76/ Normen des Strahlenschutzes, NRB-76
Moskau, 1976
- /OSP 72/ Sanitäre Grundvorschriften für den Umgang mit radioaktiven Stoffen und anderen Quellen ionisierender Strahlungen, OSP-72
Moskau, 1973
- /PLW 90/ Kraftwerks- und Anlagenbau AG i.G.
KKW Stendal C/D
Ausgangsdaten und Untersuchungen zur Radiologie
Berlin, den 27.10.1990
- /SIE 90/ Siemens AG, Bereich Energieerzeugung (KWU)
Kraftwerksanlagenbau Berlin (KAB)
Sicherheitsbericht, Teil I, Kap. 3
- /SIE 90a/ Siemens AG
KKW Stendal I, Block A
Teil : System- und Anlagentechnik
Untersuchungen zu einer vorläufigen Bewertung der sicherheitstechnischen Auslegung
Band 1, Ausgabe 08/90

- /SIE 90b/ Siemens AG
KKW Stendal I, Block A
Teil I: System- und Anlagentechnik
Untersuchungen zu einer vorläufigen Bewertung der sicherheitstechnischen Auslegung
Band 2, Ausgabe 08/90
- /SPA 79/ Sanitäre Vorschriften für die Projektierung und den Betrieb von Kernkraftwerken, SPAES-79
Moskau, 1979
- /SSV 69/ Verordnung vom 26. 11. 1969 über den Schutz vor der schädigenden Einwirkung ionisierender Strahlung - Strahlenschutzverordnung
GBl. der DDR, 1969, Teil II, Nr. 99, S. 627
- /TEP 81/ Teploelektroprojekt
KKW Stendal, Technisches Projekt
Teil 5, Abschnitt 5.1, Band 1
Moskau, 1981
- ITEP 81a/ Teploelektroprojekt
KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 8: Abschnitt 3.13, Sicherheitssystem
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER-91/0028-1
- /TEP 81b/ Teploelektroprojekt
KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 8: Abschnitt 3.14, Brandschutzmittel und Signalisation
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0028-1
- /TEP 81c/ Teploelektroprojekt
KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 3: Abschnitt 3.4, Elektrotechnik Erläuterungsbericht,
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0016-1

/TEP 81d/ Teploelektroprojekt

KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 4: Wasserversorgung und Kanalisation
Abschnitt 4.2, Wasserversorgung und Kanalisation
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0023-1

/TEP 81e/ Teploelektroprojekt

KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 4: Wasserversorgung und Kanalisation
Abschnitt 4.2, Brandschutzmaßnahmen Hauptgebäude
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0023-1

/TEP 81f/ Teploelektroprojekt

KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 4: Wasserversorgung und Kanalisation
Abschnitt 4.2.1, Interne Wasserleitung und Kanalisation, Hauptgebäude
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0023-1

/TEP 81g/ Teploelektroprojekt

KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 4: Wasserversorgung und Kanalisation
Abschnitt 4.3, Einrichtungen der stationären automatischen Feuerlöschung
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0023-1

/TEP 81i/ Atomenergoprojekt

KKW Stendal Technisches Projekt, Nachtrag Nr. 1
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0030-1

/TEP 81 h/ Teploelektroprojekt

KKW Stendal, Technisches Projekt,
Teil 4: Wasserversorgung und Kanalisation
Abschnitt 4.4, Einrichtungen der stationären automatischen Feuerlöschung
GRS-Reg.-Nr.: PL-WWER 91/0023-1

- /TÜV 91/ Technischer Überwachungs-Verein Norddeutschland e.V.,
Abteilung Kerntechnik und Strahlenschutz
Bericht zur Konzeptbeurteilung der Hebezeuge im Kernkraftwerk Stendal
Hamburg, November 1991
- /UVA 84/ Kernkraftwerk Stendal, 1. Baustufe
Unterlagen zum verbindlichen Angebot (Teil B), Band 5
VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau
Berlin, 21.12.1984
- /VOA 84/ Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlen-
schutz vom 11.10.1984
GBl. der DDR, 1984, Teil I, Nr. 30, S. 341
- /VSN 79/ VSN-15-7
Zeitweilige Projektierungsnorm für Kernenergieanlagen in seismischen
Gebieten
Moskau, 1979

Tabellen zu Kapitel 7

- 7.1-1 Vereinfachte, auf wesentliche Einwirkungen beschränkte Zusammenfassung der kombinierten Lasteinwirkungen
- 7.3-1 Strahlenschutzgrenzwerte für die Projektierung des KKW Stendal (nach /NRB 76/)
- 7.3-2 Grenzwerte der Körperdosen im Kalenderjahr für beruflich strahlenexponierte Personen in mSv (nach StrlSchV)

		Eigen- ge- wicht	stän- d. Verkehrs- last	Wind- und Schnee- last	Aus- legungs- druck	zugeh. Tempe- ratur	MRE/ Bemessungs- erdbeben	äußere Druckwelle	Flugzeug- absturz	Unter- druck	Kranlast
Normal- betrieb	Nach /BAK 85/	x	x	x		x					x
	Nach KTA 3401.2	x	x	x		x				x	
Kühl- mittel- verlust- störfall	Nach /BAK 85/	x	x		x	x	x				
	Nach KTA 3401.2	x	x		x	x					
Einwir- kungen- von außen	Nach /BAK 85/	x	x			x	x				
		x	x			x		x			
		x	x			x			x		
	Nach KTA 3401.2	x	x			x	x				
		x	x			x		x			
		x	x			x			x		

Tabelle 7.1-1 Vereinfachte, auf wesentliche Einwirkungen beschränkte Zusammenfassung der kombinierten Lasteinwirkungen

Organgruppe	Äquivalenzdosisgrenzwert in mSv/a	
	Kategorie A	Kategorie B
I Ganzkörper, Gonaden, rotes Knochenmark	50	5
II Muskeln, Schilddrüse, Fettgewebe, Leber, Nieren, Milz, Magen-Darm-Kanal, Lunge, Augenlinse und andere Organe (ausgenommen Organe der Gruppen I und III)	150	15
III Haut, Knochengewebe, Hände, Unterarme, Unterschenkel und Füße	300	30

Tabelle 7.3-1 Strahlenschutzgrenzwerte für die Projektierung des KKW Stendal (nach /NRB 76/)

Körperdosis	Grenzwerte der Körperdosis im Kalenderjahr für beruflich strahlenexponierte Personen in mSv	
	Kategorie A	Kategorie B
1. Effektive Dosis, Teilkörperdosis: Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	50	15
2. Teilkörperdosis: Alle Organe und Gewebe soweit nicht unter 1., 3. oder 4. genannt	150	45
3. Teilkörperdosis: Schilddrüse, Knochenoberfläche, Haut, soweit nicht unter 4. genannt	300	90
4. Teilkörperdosis: Hände, Unterarme Füße, Unterschenkel, Knöchel einschließlich dazugehöriger Haut	500	150

Tabelle 7.3-2 Grenzwerte der Körperdosen im Kalenderjahr für beruflich strahlenexponierte Personen in mSv (nach StrlSchV)

Bilder zu Kapitel 7

- 7.1-1 Relative Verformungen des Containments des KKW Stendals bei verschiedenen Innendrücken

- 7.2-1 Skizze der Feuerlöschanlage im Reaktorgebäude

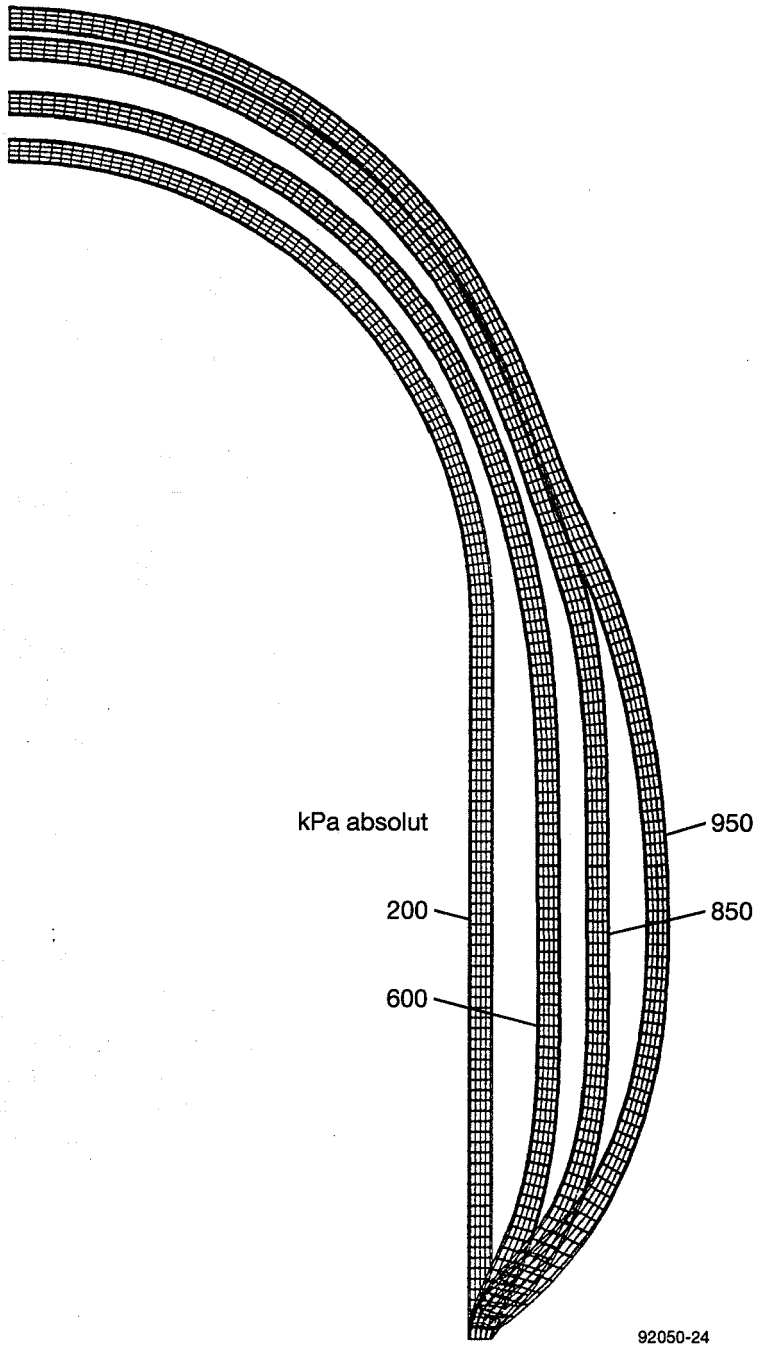
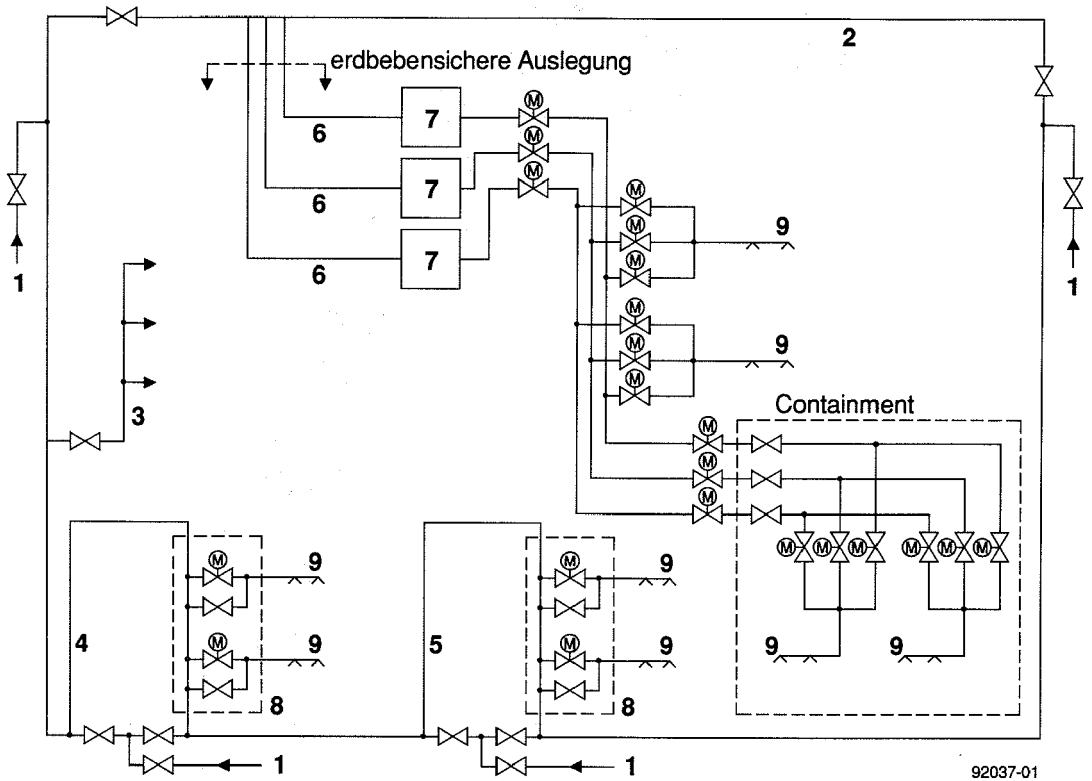


Bild 7.1-1 Relative Verformungen des Containments des KKW Stendals bei verschiedenen Innendrücken



92037-01

- 1 vom Löschwassernetz des Kraftwerksgeländes
- 2 Löschwasserringleitung im Reaktorgebäude
- 3 Steigleitungen in den Treppenhäusern
- 4 Sprühwasserlöschbereich der HUP
- 5 Sprühwasserlöschbereich der ZSP
- 6 Sprühwasserlöschbereich für redundante, sicherheitstechn. wichtige System- und Kabelräume
- 7 Löschwasservorratsbehälter
- 8 Schieberkammern
- 9 Löschesektionen

Bild 7.2-1 Skizze der Feuerlöschanlage im Reaktorgebäude

8 Auswertung der Betriebserfahrung anderer WWER-1000

8.1 Einleitung

Für die Untersuchungen zur Sicherheitsbeurteilung des geplanten Kernkraftwerks Stendal wurde eine Auswertung der Betriebserfahrung von Anlagen der Reaktorbaulinie WWER-1000 durchgeführt. Anlagen dieser Baulinie sind in der Sowjetunion und in Bulgarien mit insgesamt ca. 75 Reaktorjahren in Betrieb. Dabei konnte keine spezifische Untersuchung der Prototypanlage (Nowo-Woronesch 5), den Anlagen der "kleinen Serie" (Kalinin 1 und 2, Südukraine 1 und 2) und den übrigen Anlagen der "unifizierten Serie", zu der auch die geplante Anlage in Stendal gehört, durchgeführt werden, da keine Detailinformationen über die technischen Unterschiede zwischen den einzelnen Typen vorliegen.

Grundlage der Untersuchungen waren Vorkommismeldungen im Rahmen des "Incident Reporting Systems" der IAEO (IRS) und des von Interatomenergo in Moskau koordinierten "ISI"-Systems, das seit 1988 Vorkommnisse aus dem Bereich der ehemaligen RGW-Staaten erfaßt. Insgesamt lagen für die Untersuchungen 64 Ereignismeldungen aus 15 Anlagen vor, davon 59 aus IRS (bis August 1990) und 34 aus ISI (bis Ende 1989), von denen 29 auch im IRS enthalten waren.

Mit der Auswertung der Vorkommnisse soll zum einen die Konzeptbewertung für den WWER-1000 unterstützt und zum anderen sollen Hinweise für Verbesserungen gefunden werden. Die Analyse wurde deshalb nicht nur auf die vorliegenden Ereignisabläufe beschränkt, sondern es werden darüberhinaus auch allgemeine Ertüchtigungsmaßnahmen empfohlen.

Im einzelnen ist festzustellen, ob

- die Häufigkeit und Art der aufgetretenen Ereignisse,
- der Ablauf dieser Ereignisse und
- die Häufigkeit von Komponenten- und Systemausfällen

Hinweise geben auf

- Auslegungsschwächen bei dem Zusammenwirken von Systemfunktionen,

- Mängel in der System- und Komponentenauslegung,
- Mängel in der Zuverlässigkeit von Komponenten bei Betrieb und im Anforderungsfall und
- Mängel in der Betriebsführung.

Die aufgetretenen Ereignisse wurden zur Systematisierung in Ereignisklassen eingeteilt. Bei Ereignissen, die verfahrenstechnische Einrichtungen betrafen, wurde zwischen

- Störungen im Steuer- und Schutzsystem des Reaktors,
- Störungen im Primärkreislauf,
- Ausfällen und Störungen im Havariekühlsystem (Not- und Nachkühlsystem),
- Ausfällen im Speisewassersystem,
- Leckagen im Primärkreislauf und
- Störungen an der Druckabsicherung von Druckhalter und Dampferzeuger

unterschieden. Bei Ereignissen, die elektro- und leittechnische Einrichtungen betrafen, wurde zwischen

- Störungen an den Notstromdieseln,
- Ausfällen der Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher und
- Ausfällen in der Leittechnik

unterschieden.

Außerdem wurden Ereignisse, bei denen Mängel in der Qualitätssicherung zu erkennen waren, zu einer eigenen Klasse zusammengefaßt.

8.2 Ausgewählte Ereignisse

Von den insgesamt 64 vorliegenden Ereignissen werden im Abschnitt 8.3 wegen ihres charakteristischen Ablaufes 24 ausgewählte Ereignisse ausführlich beschrieben und bewertet. Außerdem werden noch elf andere Ereignisse im Text kurz beschrieben. Neben diesen sind noch 14 weitere Fälle erwähnt, um einen breiteren Einblick auf die vorhandene Betriebserfahrung zu geben.

Bei den im folgenden Abschnitt 8.3 ausführlich beschriebenen Ereignissen werden jeweils zuerst der Ereignisablauf wiedergegeben und die Ursachen für die aufgetretenen Fehler genannt. Daran anschließend werden jeweils die Ertüchtigungsmaßnahmen aufgeführt, die unseres Erachtens notwendig sind, um die bei dem beschriebenen Ereignis aufgetretenen Defizite zu beseitigen. Auch bei den Ereignissen, bei denen es sich nach den vorliegenden Unterlagen um Einzelfälle handelt, werden Ertüchtigungsmaßnahmen vorgeschlagen, sofern diese Ereignisse auf tiefgreifende sicherheitstechnische Defizite hinweisen. In einigen Fällen sind zusätzlich Maßnahmen aufgeführt, die der Betreiber aufgrund des Ereignisses durchgeführt hat bzw. plant. Diese Maßnahmen sind dann jeweils als Betreibermaßnahmen gesondert gekennzeichnet.

8.2.1 Vollständigkeit der vorliegenden Ereignisse

Um abschätzen zu können, inwieweit aufgetretene Ereignisse vom IRS bzw. vom ISI erfaßt sind, wurde die rechnergestützte Datenbank Power-Reactor-Information-System (PRIS) der IAEO in Wien für die WWER-1000 ausgewertet.

In dieser Datenbank sind die von Betreibern der IAEO gemeldeten Leistungsminde- rungen und Abschaltungen der Anlagen gespeichert. Daraus ergeben sich für die WWER-1000 bis Ende 1989 ca. 210 Fälle, die sich auf Abschaltungen und Leistungs- reduzierungen beziehen, die durch Störungen in den Anlagen ausgelöst wurden. Wegen der schlagwortartigen Kurzbeschreibungen der Ereignisse aus der IAEO-Daten- bank ergeben sich Unsicherheiten bei der Beurteilung der konkreten sicherheitstech- nischen Relevanz dieser Ereignisse. Allerdings ist erkennbar, daß neben den 64 an IRS bzw. ISI gemeldeten Ereignissen eine große Zahl ähnlicher Ereignisse aufgetre- ten ist. Eine grobe Abschätzung ergibt, daß weniger als 20 % der "PRIS-Ereignisse" in den anderen Datenquellen berichtet wurden. Bei dieser Abschätzung muß noch be- rücksichtigt werden, daß sicherheitstechnisch relevante Ereignisse, die ohne

Leistungsminderung während des Ereignisses abliefen oder bei denen die aufgetretene Leistungsminderung unter Umständen nur sehr gering in Bezug auf Dauer bzw. Größe war, sowie Ereignisse, die bei Stillstand oder in der Revisionsphase auftraten, nicht dem PRIS-Datenbanksystem gemeldet wurden.

Diese Überlegungen zeigen, daß die vorliegenden 64 Ereignisberichte nur einen kleinen Teil der aufgetretenen Störungen darstellen. Deshalb kann auch nicht davon ausgegangen werden, daß alle Phänomene und Schwachstellen der Anlagen durch die Auswertung erfaßt worden sind.

8.3 Auswertung der ausgewählten Ereignisse

In der folgenden Übersicht sind die im weiteren Text beschriebenen Vorkommnisse nach Ereignisdatum geordnet und mit einer Angabe des Abschnitts, in dem sie beschrieben sind, aufgeführt. Weiterhin ist angegeben, ob der Fall summarisch (S) oder detailliert (D) im einzelnen dargestellt wird. Bei den mit KS gekennzeichneten Ereignissen handelt es sich um Vorkommnisse aus den Anlagen der "kleinen Serie" bzw. aus der Prototypanlage.

Ereignisdatum	Ereignis	Abchnitt	Beschreibung
11.05.1984	Kühlmittelverlust wegen Fehlöffnens eines Druckhalter-Sicherheitsventils (KS)	8.3.6	D
15.06.1985	Ungleichgewicht in der thermischen Leistung des Primär- und des Sekundär-Kreislaufes während einer schnellen Leistungsreduzierung (KS)	8.3.9.6	D
09.07.1986	Reaktorschnellabschaltung wegen Ausfalls der Ölversorgung für alle vier Hauptumwälzpumpen (HUP) nach Auslösung des Sicherheitssystems	8.3.2	D
30.12.1986	Reaktorschnellabschaltung nach Unterbrechung der Ölzufuhr zu zwei von vier HUP (KS)	8.3.9.1	S
08.01.1987	Stromversorgungsausfall für einen Strang des Sicherheitssystems	8.3.8.4	D

Ereignis- datum	Ereignis	Ab- schnitt	Be- schrei- bung
13.01.1987	Automatische Leistungsabsenkung durch Ausfall der Leistungsmessung einer HUP	8.3.9.1	D
25.01.1987	Reaktorschnellabschaltung durch ein Fehlsignal aus der Frischdampf-Druckmessung (KS)	8.3.9.2	S
09.02.1987	Reaktorschnellabschaltung wegen Fehlsignal: "Füllstand im Hochdruckvorwärmer hoch"	8.3.9.3	D
14.06.1987	Offenbleiben von BRU-A Ventilen (KS)	8.3.6	D
11.01.1988	Nichtverfügbarkeit eines Dieselgenerators wegen Verringerung der Batteriespannung	8.3.7	S
19.01.1988	Ausfall einer HD-Notkühlpumpe bei wiederkehrender Prüfung (KS)	8.3.3	D
30.01.1988	Reaktorschnellabschaltung durch Nichtschließen der Druckhalter-Einspritzarmatur	8.3.9.4	D
08.02.1988	Reaktorschnellabschaltung nach Druckerhöhung im Containment durch Leckage am Druckhalter-Einspritzventil (Stopfbuchse)	8.3.5	S
22.03.1988	Reaktorschnellabschaltung nach einem Leck in einer Impulsleitung der Druckhalter-Höhenstandsmessung	8.3.9.2	D
27.03.1988	Reaktorschnellabschaltung durch Fehlauslösung der Umleitstation und Ausfall der Turbinenregelung	8.3.10	S
05.01.1989	Verzögerter Absorberstabeinfall nach Ausfall von zwei HUP (KS)	8.3.1	D
17.01.1989	Fehler in der Erregerschaltung eines Dieselgenerators	8.3.7	D
01.02.1989	Reaktorschnellabschaltung infolge einer Störung in der Turbinenregelung und Bedienfehler an Hauptspeisewasserpumpe durch Verdrahtungsfehler	8.3.10	S
19.02.1989	Reaktorschnellabschaltung nach Fehlern in der Reaktorleistungsregelung	8.3.9.4	D

Ereignis- datum	Ereignis	Ab- schnitt	Be- schreib- ung
22.02.1989	Reaktorschnellabschaltung durch Fehlauslösung des Schutzes der Kondensatpumpen und des Generators	8.3.8.1	D
06.03.1989 (und 10.08.1989)	Abschalten von Hauptumwälzpumpen wegen fehlerhaftem Ansprechen des Überhitzungsschutzes mit Leistungsabsenkung (bzw. Reaktorschnellabschaltung)	8.3.9.3	S
14.04.1989	Nichtabschalten der Hauptspeisewasserpumpe nach Reaktorschnellabschaltung	8.3.4	D
23.04.1989	Reaktorschnellabschaltung nach Leistungsabfall und Belastungsstoß auf den Turbogenerator	8.3.9.5	D
06.05.1989	Abschalten eines Dieselgenerators infolge Ausfalls eines Schalters	8.3.10	S
14.05.1989	Reaktorschnellabschaltung infolge eines nicht vollständigen Öffnens eines Schiebers in der Dampfversorgung der turbinengetriebenen Speisewasserpumpe	8.3.4	D
21.05.1989	Leistungsreduzierung aufgrund von Mängel in der Dampferzeuger-Füllstandsregelung	8.3.9.6	D
08.06.1989	Reaktorschnellabschaltung wegen einer Kontaktunterbrechung im Havarieschutzsystem (KS)	8.3.1	D
07.08.1989	Ausfall einer Gebäudesprühpumpe bei der wiederkehrenden Prüfung	8.3.3	D
01.09.1989	Unterbrechung der Speisewasserzufuhr zu einem Dampferzeuger	8.3.9.1	D
20.09.1989	Turbinenschnellschluß wegen Fehlern in der Dampferzeuger-Füllstandsregelung	8.3.9.6	D
07.10.1989	Reaktorschnellabschaltung bei einer Prüfung infolge fehlerhaftem Bedienen eines BRU-A Ventils	8.3.9.4	S
06.01.1990	Ausfall von zwei Notstromdieseln und Abblasen von Primärkreiswasser über die BRU-A Ventile (KS)	8.3.5	D

Ereignis- datum	Ereignis	Ab- schnitt	Be- schrei- bung
05.03.1990	Startversagen eines Notstromdiesels durch zu niedrige Temperaturen in der Startluftanlage	8.3.7	S
21.08.1990	Ausfall eines Strangs des Sicherheitssystems nach einem Kurzschluß	8.3.8.2	D

8.3.1 Störungen im Steuer- und Schutzsystem des Reaktors

- **Verzögerter Absorberstabeinfall nach Ausfall von zwei Hauptumwälzpumpen am 5.1.1989, Reaktorleistung 100 % (Anlage der "kleinen Serie")**

- Ereignisablauf

Die Transiente wurde ausgelöst durch das spontane Schließen eines pneumatischen Absperrventils im Ölsystem der Hauptumwälzpumpen. Auslegungsgemäß wurden daraufhin die Hauptumwälzpumpen 2 und 4 abgeschaltet und Schnellabfahren mit Einwurf der Stäbe einer Absorberstabbank eingeleitet. Dabei fiel ein Stab verzögert ein; er benötigte 150 s statt der geforderten drei bis vier Sekunden. Gleichzeitig fuhren zwei Absorberstäbe einer anderen Bank spontan ein und blieben in einer Zwischenposition hängen.

Im Verlauf der Transiente wurde eine Fehlfunktion einer der beiden Druckhalterfüllstandsanzeigen festgestellt. Die Messung, die ihren Tiefpunkt im Stutzen der Volumenausgleichsleitung hat, zeigte einen steilen, gepulsten Abfall des Füllstands an, während die zweite Messung offensichtlich den korrekten Füllstandsabfall anzeigte.

Die Anlage konnte bei 32 % Leistung stabilisiert werden.

- Ursachen

Das Schließen des pneumatischen Absperrventils wurde durch einen Kurzschluß im Steuerkabel ausgelöst. Die Isolierung des Kabels war bei seinem Einbau 1984 beschädigt worden. 1988 war das Kabel mit einem Brandschutzmittel umgeben worden. Dies führte zu einer Aufheizung des Kabels und darüber zur Kurzschlußauslösung.

Ursache des verlangsamten Stabeinfalls war ein klemmender Antriebsstift im Absorberelement selbst. Zu den Ursachen des Fehleinfahrens der beiden anderen Elemente liegen keine Angaben vor.

Für die Fehlfunktion der Druckhalterhöhenstandsmessung wurde keine Erklärung gegeben.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Aufgrund dieses Ereignisses führte der Betreiber folgende Änderungen durch:

- Änderung der Auslöselogik für den Ausfall eines pneumatischen Ölabsperrentils so, daß nur noch eine Hauptumwälzpumpe abgeschaltet wird (E 8.3-1)
- Einführung von wiederkehrenden Fahrprüfungen für die Absorberstäbe, die zum Schnellabfahren benötigt werden
- Sicherstellung, daß beim Schnellabfahren die Druckhalterfüllstandsregelung nur durch die zweite Meßposition gesteuert wird

Darüberhinaus ist es unseres Erachtens notwendig, die Isolierung aller in sicherheitstechnisch bedeutsamen Systemen eingesetzten Steuerkabel zu prüfen (siehe auch Abschnitt 8.3.8.3) (E 8.3-2). Außerdem sind die Auswirkungen der nachgerüsteten Brandschutzmaßnahmen auf die Betriebssicherheit der Kabel zu prüfen. An allen Energieversorgungskabeln, die großflächig mit Brandschutzmitteln behandelt wurden, sind die Temperaturen zu überprüfen (E 8.3-3).

Die Konstruktion der Absorberstabantriebe ist darauf zu überprüfen, ob der Antriebsstift eine prinzipielle Schwachstelle ist (E 8.3-4). Außerdem ist die Ansteuerenebene sowohl von der Logik als auch von der Verschaltung zu überprüfen (E 8.3-5). Beide Druckhalterfüllstandsmessungen sind so zu ertüchtigen, daß sie in allen

Betriebszuständen auch bei starken Transienten den korrekten und gleichen Füllstand anzeigen (siehe auch Kap. 8.3.9.5) (E 8.3-6).

- **Reaktorschnellabschaltung wegen einer Kontaktunterbrechung im Havarieschutzsystem am 8.6.1989, Reaktorleistung 72 % (Anlage der "kleinen Serie")**

- Ereignisablauf

Beim Betrieb mit 3 Hauptumwälzpumpen kam es zur Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung. Auf der Blockwarte wurden keine Signale für die Ursache der Schnellabschaltung angezeigt. Nach dem Einfall der Absorberstäbe löste der Reaktorfahrer Schnellschluß für den Turbogenerator und die Turbospeisewasserpumpen aus. Dabei blieb das Schnellschlußventil einer Speisewasserpumpe offen. Dies führte zu einem Druckabfall von 2 MPa in den Dampferzeugern und zu einem Temperaturabfall im Primärkreislauf, bis das Schnellschlußventil von Hand vor Ort geschlossen werden konnte.

- Ursachen

Bei einer Überprüfung der Kontakte in den Anregelkreisen wurde festgestellt, daß die Reaktorschnellabschaltung durch eine Kontaktunterbrechung aufgrund eines Montagefehlers im Handschalter für die Reaktorschnellabschaltung auf der Reservewarte ausgelöst worden war.

Das Schnellschlußventil blieb offen, weil ein Schalter in der Ansteuerung versagte.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Es muß ein Signalisationssystem aufgebaut werden, das dem Reaktorfahrer bei einer Reaktorschnellabschaltung in jedem Falle die auslösenden Anregelkriterien anzeigt. Signalunterbrechungen müssen weitgehend selbstmeldend sein. Eine regelmäßige Kontrolle der Relaiskontakte und Kontaktverbindungen ist nicht ausreichend. Es ist zu prüfen, inwieweit diese Anforderungen mit den vorhandenen Relais in der Anregelenebene des Havarieschutzsystems zu erfüllen sind. Es ist weitgehende

Fehlersebstmeldung zu fordern, die mit einem Relaissystem nur mit aufwendigen Zusatzmaßnahmen erreichbar ist (E 8.3-7).

Außerdem fehlt eine automatische Anregung von Turbinenschnellschluß nach Reaktorschnellabschaltung. Es ist zu prüfen, ob auch eine automatische Abschaltung für die Turbospeisewasserpumpen eingeführt werden kann, um Unterkühlungstransienten zu vermeiden. Dies erscheint insbesondere zur Schonung der Dampferzeuger wichtig (E 8.3-8).

8.3.2 Störungen im Primärkreislauf

- **Reaktorschnellabschaltung wegen Ausfalls der Ölversorgung für alle vier HUP nach Auslösung des Sicherheitssystems am 9.7.1986, Reaktorleistung 98 %**

- Ereignisablauf

Die Stromversorgung der "1. Klasse"-Verbraucher (unterbrechungslose Versorgung) schaltete automatisch auf die Reserveschiene um. Gründe für das Umschalten sind im Ereignisbericht nicht angegeben.

Das Bedienpersonal versuchte durch Schalthandlungen von der Reserveschiene auf die Normalschiene zurückzuschalten. Dabei wurde durch Fehlschaltung ein völliger Spannungsverlust an einer sicheren Unterverteilung verursacht. Da alle Meßumformer einer Anregeebene des Sicherheitssystems von einer Unterverteilung versorgt werden, wurden die pneumatischen Armaturen des Lokalisierungssystems (Durchdringungsabschluß) zugefahren (1 von 2 Anregung). Dies führte u.a. auch zum Abschalten der Ölpumpen für die HUP, so daß alle vier HUP abgeschaltet wurden. Hierauf erfolgte eine automatische Reaktorschnellabschaltung und es wurde eine Turbinenabschaltung von Hand durchgeführt.

- Ursachen

Auslöser des Ereignisses waren nichtvorschriftsmäßige Schalthandlungen in der Stromversorgung, die zum Spannungsabfall in den Meßwertgebern einer

Anregeebe des Sicherheitssystems führten. Hauptursache war die Tatsache, daß alle Meßwertgeber einer Anregeebe von einer Unterverteilung versorgt wurden.

- Ertüchtigungsmaßnahmen
 - Die Versorgung der Meßwertgeber einer Anregeebe ist aufzutrennen (E 8.3-9).
 - Die Signalisation ist zu verbessern und es sind Verriegelungen einzuführen, so daß Fehlschaltungen soweit wie möglich verhindert werden (E 8.3-10).
 - Grundsätzlich ist zur Vermeidung von Fehlauflösungen von Gebäudeabschlußsignalen verfügbarkeitsrelevanter Komponenten (Öl- und Kühlwasserversorgung und Zuspaisepumpenstränge) die Meßwert- und Grenzwertverarbeitung bis zur Anregeebe vollständig redundant und falls möglich diversitär aufzubauen, um Transienten durch Fehlsignale zu verhindern (E 8.3-11).
 - Aus den vorliegenden Unterlagen ist nicht eindeutig zu erkennen, wie die Stromversorgung für die Meßstellen des Sicherheitssystems im Detail aufgebaut ist. Aus diesem Bereich können keine weiteren spezifizierten Forderungen abgeleitet werden. Eine Überprüfung der Auslegung erscheint auf Grund der vorliegenden Betriebserfahrung allerdings nötig zu sein (E 8.3-12).

8.3.3 Ausfälle und Störungen im Havariekühlsystem (Not- und Nachkühlsystem)

- **Ausfall einer HD-Notkühlpumpe bei der wiederkehrenden Prüfung am 19.1.1988, Reaktorleistung 93 % (Anlage der "kleinen Serie")**
 - Ereignisablauf

Während des Leistungsbetriebes wurde eine wiederkehrende Prüfung des 2. Strangs des Sicherheitssystems durchgeführt.

Während der Überprüfung, bei der u.a. die HD-Notkühlpumpe im Mindestmengenbetrieb lief, blockierte diese Pumpe. Beim Durchdrehen der Pumpe von Hand wurde eine Verkeilung des Läufers festgestellt. Die Pumpe wurde innerhalb von 53 h repariert,

was die in den Betriebsvorschriften maximal erlaubte Zeit von 16 h für die Wartung eines Strangs erheblich überschritt. Insoweit wurden die Bedingungen für den sicheren Betrieb des Blockes verletzt.

- Ursachen

Das Blockieren der Pumpe erfolgte wohl durch Eintrag von Schmutzpartikeln in den Spalt des hydraulischen Axialschubausgleichs des Läufers. Der genaue Vorgang ist unklar. Möglicherweise wurde der Schaden auch durch eine Verstopfung des Siebes am Saugstutzen der Pumpe ausgelöst.

Es besteht der Verdacht, daß es sich bei dem vorliegenden Fall um einen Auslegungsmangel handelt. Die Betriebserfahrungen lassen vermuten, daß die Zuverlässigkeit der Pumpen unzureichend ist. Andererseits gibt die Verstopfung des Saugsiebes Hinweise darauf, daß das Havariekühlsystem stark verunreinigt ist. Möglicherweise war der Schmutzanfall so groß, daß die Auslegungswerte für die Pumpen deutlich überschritten wurden. Eine endgültige Ursachenklärung ist aufgrund des vorliegenden Berichts nicht möglich.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Die Pumpen müssen ertüchtigt werden z.B. Verbesserung der Oberflächenbeschichtung des Axialschubausgleichs um die Reibung zu vermindern (E 8.3-13).
- Es muß ein zuverlässiger Pumpenschutz hinsichtlich Temperatur und Ansaugdruck aufgebaut werden (E 8.3-14).
- Festlegung von Temperatur- und Betriebszeitbegrenzungen im Mindestmengenbetrieb, u.U. Einbau zusätzlicher Wärmetauscher zur Kühlung bei Mindestmengenbetrieb (E 8.3-15).
- Ausreichende Spülung des Havariekühlsystems vor Inbetriebsetzung sowie Feststellung und ggf. Beseitigung der Quellen für Verunreinigungen (E 8.3-16).

- **Ausfall einer Gebäudesprühpumpe bei der wiederkehrenden Prüfung am 7.8.1989, Reaktorleistung 63 %**

- Ereignisablauf

Bei der wiederkehrenden Prüfung aller drei Stränge des Gebäudesprühsystems wurden die Gebäudesprühpumpen gestartet und förderten im Mindestmengenbetrieb. Nach dem Start der Pumpe des Strangs 3 erreichten die Pumpenlager eine Temperatur von 40-50 °C. Ein Lager erwärmte sich nach 30 s jedoch auf fast 100 °C. Die Pumpe wurde deshalb durch den Aggregateschutz abgeschaltet.

Die beiden anderen Pumpen wurde geprüft und in Ordnung befunden; die abgeschaltete Pumpe wurde untersucht und repariert.

- Ursachen

Die Schmierung des Pumpenlagers war wegen zu niedrigen Ölstandes ausgefallen und das Lager dadurch beschädigt worden. Der Ölmeßstab des Ölbehälters wies keine Markierung für den minimal zulässigen Füllstand auf.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Grundsätzlich müssen der aktuelle Ölstand und der Abstand zum Minimal-Ölstand bei allen sicherheitsrelevanten Pumpen einfach und sicher bestimmbar sein. Dies ist zu prüfen und ggf. sind Nachrüstungen durchzuführen (E 8.3-17).

8.3.4 Ausfälle im Speisewassersystem

- **Reaktorschnellabschaltung infolge eines nicht vollständigen Öffnens eines Schiebers in der Dampfversorgung der turbinengetriebenen Speisewasserpumpe am 14.5.1989, Reaktorleistung 58 %**

- Ereignisablauf

In der Inbetriebsetzungsphase wurde bei der Erprobung des Lastabwurfs die Hauptumwälzpumpe 1 abgeschaltet, wobei sich automatisch die Leistung von Reaktor und

Turbosatz verminderte. Dabei verringerte sich auch der Frischdampfdruck in der Hilfsdampfversorgung. Bei Umschaltvorgängen in der Dampfversorgung für die Turbospeisewasserpumpe kam es zu einer Störung an einer Armatur. Diese blieb aufgrund einer Störung an ihrem elektrischen Stellantrieb beim Öffnen in 10 % Offenstellung stehen. Das dadurch verursachte Signal "Ventil-AUF" löste weitere automatische Schaltaktionen im System aus. Hierdurch fiel der Dampfdruck vor der Turbine der Turbowasserspeisepumpe, so daß sich deren Leistung und Fördermenge verringerte. Dadurch fiel der Füllstand in den Dampferzeugern, bis "Dampferzeugerniveau niedrig" erreicht und dadurch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wurde. Die Störung ist von sicherheitstechnischer Bedeutung, weil es sich um ein systematisches Problem in der Dampferzeugerbespeisung handelt.

- Ursachen

Das Ereignis wurde durch Versagen der mechanischen Kraftübertragung im Antrieb des Regelventils ausgelöst. Die Gründe liegen in der unsachgemäßen Konstruktion des Ventilantriebs, der ungenügenden Kontrolle bei den Zusammenbau-, Eingangs- und Inbetriebsetzungsversuchen, sowie bei der Wartung.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Der mechanische Ventilantrieb ist zu ertüchtigen (E 8.3-18).
- Die Verriegelungslogik in der Speisewasserregelung ist zu verbessern, um einen zuverlässigen und wirksamen Pumpenbetrieb gewährleisten zu können (E 8.3-19).

• **Nichtabschalten der Speisewasserpumpe nach Reaktorschnellabschaltung am 14.4.1989, Reaktorleistung 42 %**

- Ereignisablauf

Die turbinengetriebene Speisewasserpumpe (TGSP) -1 lief im Mindestmengenbetrieb und die TGSP-2 im Normalbetrieb auf Betriebsart "Automatik".

Bei Reparaturarbeiten in der elektrischen Eigenbedarfsversorgung des 0,4-kV-Systems fielen durch Kurzschluß zwei Unterverteilungen aus. Dadurch kam es zu einem Ausfall der Ölversorgung (Pumpen und Reservepumpen) von 2 HUP und in der Folge zu einer Reaktorschnellabschaltung. Der Turbinenschnellschluß wurde von Hand ausgelöst. Das Wartepersonal schaltete die turbinengetriebenen Speisewasserpumpen und die Niederdruck-Hilfsdampfverbraucher erst fünf Minuten später ab. Bis dahin war der Frischdampfdruck bereits auf 5 MPa abgefallen und die Sättigungstemperaturdifferenz zwischen Primär- und Sekundärkreislauf auf über 75 °C angestiegen. Damit wurde der Auslösegrenzwert für den Start des Sicherheitssystems erreicht.

Außerdem mußte im Laufe der Transiente der Druckschieber des HD-Notkühlsystems infolge des Ausfalls der Eigenbedarfsversorgung vor Ort von Hand aufgefahren werden.

- Ursachen

Durch den Kurzschluß auf einer Eigenbedarfsschiene schlug ein Lichtbogen auf eine 2. Schiene über, die ebenfalls durch Kurzschluß ausfiel. Dies führte zum Ausfall der Hauptölpumpe von 2 Hauptumwälzpumpen. Die Reserveölpumpe schaltete wegen eines Fehlers in der Auslöselogik nicht zu. Die Speisewasserpumpen förderten wegen eines Operatorfehlers noch mehr als 5 min nach der Reaktorabschaltung Wasser in die Dampferzeuger. Aus den vorliegenden Informationen ist nicht klar zu erkennen, ob wegen der sehr hohen Abkühlgeschwindigkeit bis zum Abschalten der TGSP die Gefahr einer Rekritikalität bestanden hatte. Auf jeden Fall stellt die schnelle Abkühlung eine Gefahr für die Dampferzeuger dar. Aufgrund des großen Abkühlgradienten bestand auch eine Gefahr für die Integrität des Primärkreises.

Auch dieses Ereignis zeigt, daß Unterkühlungstransienten bei Fehlern insbesondere im Bereich der Turbospeisewasserpumpen vorkommen können.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Die automatische Reserve-Einschaltung (ARE) für die Ölpumpen ist zu verbessern (ARE spricht offensichtlich nur bei gleichzeitigem Ausfall aller 3 Ölpumpen an) (E 8.3-20).

- Die Turbinenschnellabschaltung mit Abschaltung der Turbospeisewasserpumpe nach einer Reaktorschnellabschaltung ist zu automatisieren (E 8.3-8).
- Das Havariekühlsystem muß so ertüchtigt werden, daß eine Einspeisung ohne ein aktives Öffnen von Absperrventilen erfolgen kann (E 8.3-21).
- Die räumliche Trennung der Eigenbedarfsschiene bedarf einer Ertüchtigung (E 8.3-22).
- Die Schaltanlage muß kurzschlußfest sein (ausreichende Selektivität) (E 8.3-23).

8.3.5 Leckagen im Primärkreislauf

Unter den ausgewerteten Vorkommnissen gab es zwei Kühlmittelverluststörfälle und drei Ereignisse mit Dampferzeuger-Heizrohrschäden. In diesem Abschnitt wird exemplarisch einer der Fälle mit Dampferzeuger-Heizrohrschäden und im Abschnitt 8.3.6 einer der beiden Kühlmittelverluststörfälle (aufgrund Fehlöffnens eines Druckhalter-Sicherheitsventils) bewertet. Der zweite Kühlmittelverluststörfall soll hier kurz dargestellt werden, da es sich um einen Ereignisablauf handelt, bei dem die Anlage trotz Kühlmittelverlust noch ca. 17 Minuten betrieben wurde.

Die Stopfbuchspackung an einem Druckhalter-Einspritzventil war aus ihrer Halterung herausgedrückt worden. Da an der Stopfbuchse keine Stopfbuchsabsaugung angeschlossen war, waren die Haltestifte der Grundbuchse von der sich ansammelnden Borsäure durchkorrodiert worden. Es kam zu einem Abfall des Primärkreisdrucks auf 15.6 MPa. Auf diesem Niveau konnte er mit einer Zuspeiserate von 20 t/h für 17 min stabilisiert werden. Über das Signal "Containmentdruck größer 0.129 MPa" wurde Lüftungsabschluß ausgelöst. Beim Abfahren der Anlage kam es dann bei einer Leistung von 740 MW_{el} zur Reaktorschnellabschaltung, da der Primärkreisdruck auf unter 14.8 MPa abgefallen war.

Im Folgenden wird der ausgewählte Fall mit Dampferzeuger-Heizrohrschäden beschrieben.

- **Ausfall von zwei Notstromdieseln und Abblasen von Primärkreiswasser über die BRU-A Ventile am 6.1.1990, Reaktorleistung 100 % (Anlage der "kleinen Serie")**

- Ereignisablauf

Zum Zeitpunkt des Ereignisses wies die Anlage Heizrohrlecks in allen vier Dampferzeugern auf. Die Leckrate lag zwischen 0.2 l/h und 1.1 l/h und damit unter dem zulässigen Grenzwert von 5 l/h pro Dampferzeuger.

Durch einen Brand in einer 0,4-kV-Notstromschiene fiel ein Strang des Sicherheitssystems aus. Der Reaktor wurde daraufhin auf minimal kontrollierbare Leistung abgefahren und der Generator vom Netz getrennt. Gemäß Betriebsvorschrift wurden daraufhin die Notstromdiesel der beiden verbliebenen Stränge getestet.

Da die Reparatur der 0,4-kV-Schiene zu lange dauerte, wurde der Reaktor abgefahren, die Diesel abgeschaltet und der Reaktor aufboriert. Beim Auslaufen sprach bei einem Diesel die Gehäusebruchsicherung an und Öl spritzte aus dem Hauptgetriebe heraus. Damit war der zweite Strang des Sicherheitssystems ausgefallen. Etwa eine Stunde später wurde begonnen, den abgefallenen Dampferzeugerfüllstand mit Hilfe der Havariespeisewasserpumpe bis zur 3500 mm Marke anzuheben.

Um Reparaturen in Entwässerungsleitungen des Frischdampfsystems zu ermöglichen, wurden für alle vier Loops Verriegelungen unscharf gemacht, so daß nach Schließen aller vier Frischdampfschnellschlußventile das auslegungsgemäße Abschalten der Hauptumwälzpumpen unterdrückt wurde. Die Anlage war damit in einem nicht zulässigen Betriebszustand.

Etwa 2 1/2 h nach dem Start der Havariespeisewasserpumpen wurde ein Aktivitätsanstieg im Dampferzeuger 4 von $25 \times 10^4 \text{ Bq/m}^3$ auf $150 \times 10^4 \text{ Bq/m}^3$ festgestellt. Daraus schloß das Betriebspersonal, - die Dampferzeuger-Höhenstandsmessung 4 war ausgefallen - daß der Dampferzeuger geflutet war und Wasser in die Frischdampfleitungen eingedrungen war. Sechs Minuten später wurde daraufhin das Auffüllen der Dampferzeuger beendet.

Etwa 10 Minuten später stieg der Druck im Dampferzeuger 4 von 6.9 MPa auf 7.6 MPa. Um den Druck zu reduzieren, öffnete der Reaktorfahrer die BRU-A Ventile. Daraufhin wurden etwa 20 m³ Wasser mit einer vom Betreiber abgeschätzten Gesamtaktivität von etwa 3 x 10⁹ Bq auf das Maschinenhausdach abgeblasen. Da das Dach undicht war, drang das kontaminierte Wasser auch in das Maschinenhaus ein.

Etwa 3 1/2 h später wurde die Anlage kalt gefahren.

- Ursachen

Die Ursache für den Brand war eine schlechte Kabelisolierung, die zu einem Kurzschluß führte. Da eine zu große Sicherung eingebaut war, wurde der Kurzschluß nicht selektiv abgeschaltet. Dies führte zum Brand eines Relais, der sich dann auf die ganze Schiene ausbreitete.

Der Diesel fiel aufgrund eines Lagerschadens im Getriebe der Hilfsölpumpe aus, die bei dem vorgenommenen schnellen Start für ausreichende Schmierung sorgen soll. Ähnliche Probleme gab es bereits vorher in zwei anderen Dieseln. Daraufhin wurden an dem bis dahin fehlerfreien Diesel (312 Starts) Nachrüstungsmaßnahmen durchgeführt.

Das Schließen der Frischdampfschnellschlußventile, ohne vorher den Reaktor kalt gefahren zu haben, und das Entriegeln von Auslösekriterien ist letztlich als Ursache für die Freisetzung anzusehen. Diese beiden Maßnahmen stellen einen eklatanten Verstoß gegen die geltenden Betriebsvorschriften dar. Erschwerend kam hinzu, daß im Dampferzeuger 4 die Höhenstandsmessung ausgefallen war.

Das Ereignis ist ein Beispiel dafür, daß die Anlagen mit zahlreichen teils verdeckten, teils bekannten Fehlern gefahren werden, ohne daß besondere Sicherheitsvorkehrungen getroffen werden. Stattdessen werden sogar vorhandene Schutzeinrichtungen noch unscharf gemacht.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Die Häufigkeit der beobachteten Kurzschlüsse zeigt, daß besonders bei den Kabeln eine generelle Überprüfung notwendig ist (E 8.3-2).

- Bei den Notstromdieseln ist die Lagerschmierung (Lagertemperaturüberwachung) zu verbessern (E 8.3-24).
- Die Dampferzeugerfüllstandsmessung muß durch zuverlässige Technik verbessert werden (E 8.3-25).
- Ausfälle von sicherheitstechnisch wichtigen Messungen müssen selbstmel- dend sein (E 8.3-26).
- Entriegelungen insbesondere bei nicht abgefahrener Anlage müssen durch technische Maßnahmen verhindert werden (E 8.3-27).
- Das Maschinenhausdach und das Dach der Äußeren Umbauung sind abzu- dichten (E 8.3-28).

8.3.6 Störungen an der Druckabsicherung von Druckhalter und Dampferzeuger

- **Kühlmittelverlust wegen Fehlöffnens eines Druckhalter-Sicherheitsventils am 11.5.1984, Reaktorleistung 30 % (Anlage der "kleinen Serie")**

- Ereignisablauf

Während des Probebetriebs des Reaktors öffnete durch ein Fehlsignal das vorgesteu- erte Sicherheitsventil des Druckhalters und der Druck im Primärkreislauf fiel bei einer Temperatur von 298 °C auf unter 15 MPa. Dadurch wurde Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

Der Primärkreisdruck fiel weiter schnell ab und der Druckhalterfüllstand sank. Bei ei- nem Primärkreisdruck von 5.8 MPa begannen die Kernflutbehälter (Druckspeicher) des Havariekühlsystems (Notkühlsystems) in den Primärkreislauf einzuspeisen.

Der Druck im Containment stieg auf 0.128 MPa, da durch das offene Sicherheitsventil des Druckhalters weiter Primärkühlmittel abgeblasen wurde und die Berstscheibe des Abblasebehälters auslegungsgemäß ansprach. Auf der Warte wurde das Nichtschlie- ßen des Druckhalterventils beobachtet. Die Betriebsmannschaft versuchte vergebens, durch Betätigung des Schlüsselschalters das Ventil zu schließen. Von Hand wurden die HUP außer Betrieb genommen und die Havarieboreinspeisepumpen aktiviert. Die

Druckhalterheizung wurde eingeschaltet, der Generator vom Netz genommen und die Turbine abgeschaltet. Das Abkühlen des Sekundärkreises erfolgte beschleunigt und die BRU-K zum Kondensator öffnete.

Die Kernflutbehälter (Druckspeicher) des Havariekühlsystems gaben ihren gesamten nutzbaren Wasservorrat in den Kern. Das Dampf-Gasgemisch (Deckelblase), daß sich unter dem RDG-Deckel angesammelt hatte, wurde ausgetrieben. Dies führte wieder zu einheitlichen Temperaturen im Reaktordruckgefäß (RDG) und die weitere Ansammlung von Gasen wurde verhindert. Das Vorsteuerventil schloß erst bei einem Druck von 0.9 MPa, nachdem es gelungen, war den Öffnungsmagneten stromlos zu machen.

Der Druck im Containment wurde über Filter der Ventilationssysteme in den Abluftkamin entlastet. Nach dem Ereignis wurden Überprüfungen durchgeführt, bei denen keine sichtbaren Schäden an den Rohrleitungen und der sonstigen Reaktorausrüstung festgestellt wurden.

- Ursachen

Die Gründe für das Versagen des Vorsteuerventils lagen in einer fehlerhaften Verdrahtung des Ventils sowie in einem Kabelbruch im Erdanschluß ("Erdung") am Betätigungsschalter auf der Reservewarte.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Die Verkabelung der sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen und Pumpen muß unter allen Umständen qualitätsgesichert ausgeführt und überprüft werden (E 8.3-29).
- Die Qualitätssicherung (Einganginspektionen usw.) muß so ausgebaut werden, daß Funktionsfehler der Ventile vor dem Einbau erkannt werden (E 8.3-30).
- Die Anlage muß einzelfehlerfest sein (E 8.3-31).
- Vorrangsteuerung zwischen Warte und Reservewarte muß nachprojektiert und nachgerüstet werden (E 8.3-32).

- **Offenbleiben von BRU-A Ventile am 14.6.1987, Reaktorleistung 100 % (Anlage der "kleinen Serie")**

- Ereignisablauf

Die Überwachungseinrichtung der Anlage zeigte einen Fehler im elektro-hydraulischen Turbinenregelsystem an. Aufgrund eines Spannungsverlustes in der automatischen Turbinenregelung wurde automatisch vom elektro-hydraulischen zum hydraulischen Regelsystem umgeschaltet. Nachdem der Fehler beseitigt war, schaltete der Turbinenoperateur zurück auf das elektro-hydraulische System. Die Schutzvorrichtung, die verhindert, daß Stellungsunterschiede (zwischen dem elektro-hydraulischen und dem hydraulischen Turbinenregler) von mehr als 30 % auftreten, schloß daraufhin automatisch sowohl das Turbinenschnellschlußventil als auch die Turbinenregelventile.

Nach erfolgtem Turbinenschnellschluß wurde vom Reaktorfahrer Reaktorschnellschaltung von Hand ausgelöst.

Durch den Turbinenschnellschluß stieg der Druck im Primär- und im Sekundärkreislauf und sowohl die BRU-A (Abblase-) als auch die BRU-K (Umleitstation) des Sekundärkreises öffneten; ebenso wurde das Druckhaltersprühsystem aktiviert. Danach fiel der Druck in beiden Kreisläufen. Als der Druck im Sekundärkreis auf das geforderte Niveau gesunken war, schlossen die Ventile der BRU-A und BRU-K (Abblase- und Umleitstation) auslegungsgemäß. Die BRU-K schloß vollständig, jedoch zwei der vier Ventile in der BRU-A verblieben in etwa 20 bis 25 % Offenstellung. Die Betriebsmannschaft versuchte, die Schnellschlußventile, die vor den BRU-A Ventilen eingebaut sind, zu schließen. Aufgrund von Störungen der Endschalterstellung schloß eines dieser Ventile ebenfalls nicht vollständig. Da nach wie vor laute Geräusche aus dem Bereich der BRU-A zu hören waren, sah sich das Betriebspersonal veranlaßt, das betroffene Schnellschlußventil vor Ort von Hand zu schließen.

Über einen Zeitraum von 5 Minuten war der Druck im Sekundärkreis bis auf 5.6 MPa und im Primärkreis bis auf 13.3 MPa gesunken, die Temperatur im Primärkreis war auf 263 °C gefallen. Die Bedingungen des sicheren Betriebs wurden nicht überschritten.

Das Ereignis ist insofern sicherheitsrelevant, da hierdurch auch eine Unterkühlungstransiente mit den in Abschnitt 8.3.4 aufgeführten möglichen Konsequenzen ausgelöst wurde. Insbesondere muß der Ausfall der BRU-A Ventile, als "Common-Mode"-Ausfall gewertet werden.

- Ursachen

Der Vorfall wurde ausgelöst durch einen elektrischen Ausfall im Turbinenregelsystem. Die Folgen entstanden durch ein "Common-Mode"-Versagen der BRU-A Ventile. Beim Abblasen traten starke Vibrationen an den Abblaseleitungen auf, die die Vibrationsniveaus überschritten, gegen die die Ventile ausgelegt waren. Dadurch entstand eine Störung an den Endschaltern, wodurch diese nicht geschlossen wurden.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Ertüchtigung der BRU-A (Abblaseregelventile einschließlich Endschalter) (E 8.3-33).
- Verringern der Vibrationen beim Abblasen durch konstruktive Maßnahmen (E 8.3-34).
- Überprüfung ob der Einsatz von kontaktlosen Endschaltern an den Ventilen sinnvoll ist (E 8.3-35).

8.3.7 Störungen an den Notstromdieseln

Neben den bereits in Abschnitt 8.3.5 beschriebenen Dieselausfällen, sowie dem bereits aus der Auswertung der Betriebserfahrung von Greifswald 5 bekannten Startversagen wegen Feuchteintrag in das Startluftsystem gab es eine Reihe anderer Vorkommnisse, bei denen die Diesel betroffen waren. Im folgenden wird ein Ereignis beschrieben, das auf Grund eines Fehlers im Erregerkreis des Dieselgenerators aufgetreten ist. Der Fall ist insbesondere deshalb interessant, weil auch aus einem anderen Kraftwerk von einem Ausfall mit gleicher Ursache berichtet wird ("Common-Mode"-Verdacht).

- **Fehler in der Erregerschaltung eines Dieselgenerators am 17.1.1989 (2. Fall am 20.8.1987), Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Die drei Notstromdieselgeneratoren wurden wiederkehrend geprüft. Die Prüfung der Dieselgeneratoren erfolgte ohne Lastaufnahme. Am örtlichen Leitstand des Dieselgenerators DG-3 bemerkte das Bedienungspersonal, daß die Spannung im Generator merklich langsamer als vorgesehen (23 s anstelle der vorgesehenen 15 s) auf den Sollwert anstieg. Nach 15 s lag der aktuelle Wert der Spannung bei 5,5 bis 5,8 kV. Daraufhin wurde dieser Dieselgenerator aus der "Stand-by"-Reserve genommen, um den Fehler zu untersuchen. Die beiden anderen Dieselgeneratoren wurden ohne Befund geprüft.

- Ursachen

Die Ursache des Fehlers lag in einem bis dahin nicht entdeckten Fabrikationsfehler im Reserveregler des Erregers: Es gibt einem "Normal"- und einen "Reserve"-Regler an jedem Dieselgenerator; der sogenannte "Reserve"-Regler beeinflusst offensichtlich auch im Normalfall die Erregerspannung; Einzelheiten sind nicht bekannt. Der Sollwert dieses Reglers driftete. Dies bewirkte im Zusammenspiel mit dem Normalregler eine Verlängerung der Zeit, in der die Ausgangsspannung den erforderlichen Wert erreichte.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Wegen des oben erwähnten "Common-Mode"-Verdachts sollte die Ursache für das Driften des Reglersollwertes unbedingt gefunden und beseitigt werden (E 8.3-36).

- **Weitere Ereignisse an der Notstromdieselanlage mit "Common-Mode"-Verdacht**

Auch bei anderen Ereignissen von Störungen an den Notstromdieseln ergeben sich Hinweise auf "Common-Mode"-Fehler. In einem Fall wurde festgestellt, daß der

Ladezustand der Batteriespannung zum Start des Diesels nicht ausreichte und wegen eines Auslegungsfehlers keine sichere Anzeige über den Zustand der Batterie existierte. Die Überwachung des Ladezustands und des Ladestroms der Batterien muß durch wiederkehrende Prüfungen verbessert werden (E 8.3-37).

In einem anderen Fall wird von einem Startversagen eines Notstromdiesels berichtet, das durch zu tiefe Temperaturen in der Startluftanlage hervorgerufen worden war. Die Dieselvorwärmung war auf offizielle Anordnung hin abgeschaltet worden. Außerdem war der Ansprechwert für die Warnanlage für zu tiefe Temperaturen abgesenkt worden, um das anstehende Warnsignal abzuschalten. Die Vorwärmung war vorher bereits mehrfach abgeschaltet worden. Im vorliegenden Fall führte dies zu einer Nichtverfügbarkeit der Diesels von 2 1/2 Wochen. Als dringende Ertüchtigungsmaßnahme wird in dem Bericht eine Warnanlage zur Signalisation von tiefen Temperaturen in der Startluftanlage vorgeschlagen, die gegen Eingriffe der Bedienungsmannschaft zu schützen ist (E 8.3-38). Auch bei diesem Fall liegt der Verdacht vor, daß es sich im weitesten Sinne um einen Common-mode-Fehler handelt. Erschwerend kommt hinzu, daß der Ausfall 2 1/2 Wochen unentdeckt war. Im Vorkommnisbericht wird hervorgehoben, daß gegen die geltenden Bedienvorschriften verstoßen wurde.

8.3.8 Ausfälle der Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher

8.3.8.1 Fehlende Redundanz

In mehreren der ausgewerteten Ereignisse zeigte sich, daß die Stromversorgung zueinander redundanter Systeme von derselben Schaltanlagenschiene erfolgt. Dies betrifft sowohl die Energieversorgung von Motoren (z.B. Ölpumpe und Reserveölpumpe von zwei Hauptumwälzpumpen an einer 0,4-kV-Schiene) als auch die Versorgung der Steuerung. Aus diesem Bereich wird im folgenden ein Fall beschrieben.

- **Reaktorschnellabschaltung durch Fehlauslösen des Schutzes der Kondensatpumpen und des Generators am 22.2.1989, Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Bei Aufräum- und Reparaturarbeiten in den Relaisräumen schaltete eine Putzfrau versehentlich mit einer Leiter (durch Berührung des Einspeiseschalters) einen BMSR-Schrank aus. Dies führte zu Signalen mit Abschalten der Kondensatpumpen und Auslösen des Generatorschutzes. Da die BRU-K (Frischdampfumleitstation) nunmehr wegen des fehlenden Einspritzwassers verblockt war, öffneten bei einem Sekundärkreisdruck von 7.3 MPa die BRU-A-Ventile (Abblaseregelventile). Ein BRU-A-Ventil blieb dabei offen und schloß erst wieder bei einem Druck von 3.8 MPa. Dies führte über die Kriterien "Sättigungstemperaturdifferenz zwischen Primär- und Sekundärkreislauf größer max. und Frischdampfdruck niedrig" zur Reaktorschnellabschaltung.

- Ursachen

Die Stromversorgung von fünf Aggregateschutzschaltungen war für alle drei Kanäle von einem Schaltschrank versorgt worden. Durch den Spannungsausfall sprachen die entsprechenden Generator-, Kondensator- und Kondensatpumpenschutzschaltungen an.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Die Stromversorgung der drei Kanäle des Aggregateschutzes muß auf verschiedene, physikalisch getrennte Schienen aufgeteilt werden (E 8.3-39).
- Schrankeinspeiseschalter müssen gegen versehentliche Betätigung gesichert werden (E 8.3-40).

8.3.8.2 Ausfälle von Leistungsschaltern

- **Ausfall eines Strangs des Sicherheitssystems nach einem Kurzschluß am 21.8.1990, Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Durch einen Kurzschluß in einer 0,4-kV-Notstromschiene war ein Strang des Sicherheitssystems ausgefallen. Daraufhin wurden die beiden intakten Stränge getestet. Nach dem Test ließ sich in einem weiteren Strang der Leistungsschalter zwischen der 6-kV-Eigenbedarfsschiene und der Notstromschiene nicht wieder schließen. Damit konnte der zweite Strang des Sicherheitssystems nicht mehr über den normalen Eigenbedarf versorgt werden. Die Anlage wurde für 30 Minuten ohne ausreichende Redundanz weiterbetrieben; dies ist ein Verstoß gegen geltende Betriebsvorschriften.

- Ursachen

Der Kurzschluß war durch lose Kontakte ausgelöst worden. In dem zugehörigen Ereignisbericht wird das Versagen des 6-kV-Schalters auf einen Auslegungsfehler in der beweglichen Kontakteinheit zurückgeführt, die bisher zu zahlreichen Ausfällen bei Schaltern der russischen Serien VEh-6 und VEhS-6 in verschiedenen Anlagen führten.

- Ertüchtigungsmaßnahme

- Die 6-kV-Schalter müssen gegen geeignete Schalter ausgetauscht werden (E 8.3-41).

8.3.8.3 Kabelfehler

Eine große Zahl der ausgewerteten Ereignisse wurde durch Beschädigungen der Isolierung von Kabeln der verschiedenen Leistungsstärken ausgelöst. Häufig waren davon Kabelanschlüsse an Motoren und Abzweignästen und Kabelendverschlüsse betroffen. Dies führte immer wieder zu Kurzschlüssen in den unterschiedlichsten Bereichen der Anlage. Ursachen für die Fehler waren in der Regel schlechte Qualitätssicherung bei der Herstellung, Montagefehler beim Einbau der Kabel, Beschädigung der Kabel während des Betriebes sowie Verwendung von Kabeln, die nicht für die Einsatzbedingungen geeignet waren und nicht auf Spannungsfestigkeit geprüft worden waren. Da bei einer Reihe der in anderen Abschnitten beschriebenen Ereignisse Kabelfehler vorlagen, wird in diesem Abschnitt auf die Beschreibung eines Einzereignisses verzichtet (siehe z.B. Abschnitte 8.3.1, 8.3.5).

8.3.8.4 Gebäudeanordnung, Raumzustände

- **Stromversorgungsausfall für einen Strang des Sicherheitssystems am 8.1.1987, Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Die Außentemperatur am Kraftwerksstandort war seit zwei Tagen stark gefallen und lag bei -20 °C. Im Normalbetrieb des Reaktors wurde ein Erdschluß der 6-kV-Schiene, die den ersten Strang des Sicherheitssystems versorgt, angezeigt. Der Einspeiseschalter zur Notstromschiene öffnete. Der Notstromdiesel lief an und versorgte die betroffene Schiene wieder und die Lastaufschaltfolge wurde eingeleitet. Nach einer Minute wurde der Notstromdieselgenerator vom Spannungsregler abgeschaltet, weil die Sicherheitsrelais der Notstromversorgung und der Dieselschiene wegen eines Kurzschlusses ausgelöst hatten. Dadurch fiel der erste Strang des Sicherheitssystems dann vollständig aus. Die beiden verbleibenden Stränge wurden überprüft und der Leistungsbetrieb des Blocks fortgesetzt.

- Ursachen

Der Schaltanlagenschrank der betroffenen Unterverteilung steht in einem Raum, der von der Außenwand des Reaktorgebäudes und einer Sektion, in der sich die

Frischdampfleitungen befinden, begrenzt wird. Von dieser Seite konnte Feuchtigkeit über eine Ventilationsanlage in den Schaltanlagenraum eindringen. Da die Temperatur innerhalb des Raumes aufgrund des unbemerkten Ausfalls der Raumtemperaturregelung abgefallen war, wurde Kondenswasser an der Außenwand niedergeschlagen. Die Temperatur lag hier bei +10 °C. Unbemerkt blieb auch, daß Wassertropfen von der Decke in den Schaltschrank neben der Eintrittsöffnung der Ventilationsanlage tropften. Als sich genügend Wasser auf den Schienen und Isolatoren angesammelt hatte, kam es zum Kurzschluß.

- Ertüchtigungsmaßnahmen
 - Das Eindringen von Feuchtigkeit und Wasser in Schaltanlagenräume ist durch bauliche Maßnahmen und einen geeigneten Aufbau der Lüftungsanlage zu verhindern (E 8.3-42).
 - Ausfälle in der Raumtemperaturregelung von Räumen, in denen sicherheitstechnisch wichtige Systeme angeordnet sind, müssen selbstmeldend sein (E 8.3-43).

8.3.9 Ausfälle in der Leittechnik

8.3.9.1 Fehlauslösungen aufgrund von Störungen in der Stromversorgung

- **Automatische Leistungsabsenkung durch Ausfall der Leistungsmessung einer HUP am 13.1.1987, Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Durch ein Fehlsignal "Ausfall HUP 3" wurde durch die Reaktorleistungsbegrenzung automatisch die Leistung auf ein Niveau von 650 MW zurückgefahren. Auf der Warte beobachteten die Operateure das Signal "Ausfall HUP 3", obwohl die übrigen Parameter, wie Druckverluste in der Leitung und über der Pumpe usw., unverändert waren. Es zeigte sich, daß in allen drei Kanälen des Warnschutzsystems (Reaktorleistungsbegrenzungs-Systems) die Signale "HUP 3 abgeschaltet" und "Abfall der Pumpendrehfrequenz von HUP 3 < 48,5 Hz" anstanden.

- Ursachen

Ursache für das Fehlsignal war ein Kurzschluß in einem 6-kV-Leistungskabel, das Qualitätsmängel aufwies. Dadurch wurde ein 6-kV/0,4-kV-Transformator spannungslos, über den jeweils alle drei Kanäle der Meßwertgeber für die Leistungs- und die Frequenzmessung sowohl für das Havarieschutzsystem (Reaktorschutzsystem) als auch für das Warnschutzsystem versorgt werden (zwölf Geber an einer Schiene).

- Ertüchtigungsmaßnahmen

- Änderung der Auslegung der Spannungsversorgung des Leistungs- und Frequenzmessungssystems der Hauptumwälzpumpenüberwachung mit Trennung auf verschiedene Versorgungsschienen (E 8.3-44).
 - Verbesserung der Zuverlässigkeit der Versorgungsschienen einschließlich Kabel, Anschlüsse und Kontakte (E 8.3-45).
 - Überprüfung des gesamten Meß-, Steuer- und Regelsystems einschließlich des Havarieschutzes auf ähnliche Auslegungsmängel in der Stromversorgung (E 8.3-46).
- **Unterbrechung der Speisewasserzufuhr zu einem Dampferzeuger am 1.9.1989, Reaktorleistung 100%**

- Ereignisablauf

Durch fälschliche Anregung einer Verriegelung wurden Schließbefehle für die Speisewasserregelarmaturen und die Absperrschieber des Dampferzeugers 4 gegeben. Mit dem Abschalten der Automatik konnten die Operateure ein vollständiges Schließen der nur langsam zufahrenden Absperrschieber verhindern. Durch den absinkenden Füllstand im DE wurde die HUP 4 abgeschaltet und die Reaktorleistung automatisch abgesenkt. Um die Speisewasserzufuhr zum DE 4 wieder herzustellen, öffneten die Operateure fälschlich das Hauptregelventil anstelle des Anfahrregelventils des DE 4. Weil die HUP 4 abgeschaltet war, stieg der Füllstand zu stark an. Außerdem begann jetzt der Füllstand im DE 3 abzufallen, da dieser DE vom Speisewassersammler als letzter versorgt wird, der DE 4 dagegen als erster. Der Füllstand im DE 3 fiel so weit

ab, daß die HUP 3 abgeschaltet wurde und die Reaktorleistung auf 50 % fiel. Durch die Füllstandsüberschreitung im DE 4 erfolgte Turbinenschnellschluß mit anschließender Reaktorschnellabschaltung.

- Ursachen

Ein kurzzeitiger Spannungseinbruch auf einer Unterverteilung, die alle drei Logikblöcke der Verriegelung versorgt, führte zur Fehlanregung der Verriegelung. Im Störungsbericht wird darauf hingewiesen, daß alle drei Logikblöcke von derselben Unterverteilung versorgt wurden, um das Signal-Rauschverhältnis gegenüber der projektierten Schaltung (Versorgung über unterschiedliche Unterverteilungen) zu verbessern.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Die automatische Verriegelung der Bespeisung des DE 4 hatte in dieser Anlage bereits mehrfach fälschlich angesprochen. Die Spannungsversorgung aller drei Logikblöcke über nur eine Unterverteilung und das unzureichende Signal-Rauschverhältnis sind Systemschwächen, die die Wärmeabfuhr über die DE beeinträchtigen können. Es muß daher gefordert werden, daß die Energieversorgung der Anreegebene so geändert wird, daß nicht durch Störungen auf einer Versorgungsschiene die automatische Verriegelungsschaltung in 2v3 angeregt wird (E 8.3-47).

Erdung und Aufbau der Energieversorgung müssen so gestaltet sein, daß ein ausreichender Störspannungsabstand vorhanden ist (E 8.3-48).

Zur Vermeidung der oben beschriebenen Transienten schlägt der Betreiber eine Schulung des Personals vor. Durch schnell durchgeführte Handmaßnahmen soll das Blockpersonal Transienten aus dem Speisewasserbereich mildern. Dagegen müssen nach unserer Meinung solche Transienten durch schnell wirkende Regelungen und Begrenzungen abgefangen werden (E 8.3-49).

Außerdem ist zu überprüfen, inwieweit durch ausreichende Dimensionierung der Speisewasserleitungen und durch eine den Systemanforderungen angepaßte Regelung sichergestellt ist, daß keine zur Reaktorschnellabschaltung führenden Unsymmetrien bei der Bespeisung der Dampferzeuger hervorgerufen werden können (8.3-50).

- **Weiteres Beispiel für Ausfälle in der Leittechnik:**
Reaktorschnellabschaltung nach Unterbrechung der Ölzufuhr zu zwei von vier HUP am 30.12.1986, Reaktorleistung 100 % (Anlage der "kleinen Serie")

Durch elektrische Einstreuungen von der 220-V-Versorgung in die 24-V- und 48-V-Kreise der Regelungslogik der Ölpumpen für die HUP wurde die Ölzufuhr von zwei HUP unterbrochen. Die beiden HUP schalteten daraufhin ab und der Havarieschutz (Reaktorschutz) löste eine Reaktorschnellabschaltung aus. Hierbei trat zusätzlich ein Fehler an der BRU-K durch Offenbleiben eines BRU-K-Ventils auf. Deshalb mußten die schnellschließenden Ventile der BRU-K betätigt werden.

Auch dieser Fall führte zu einer Unterkühlungstransiente.

Es sind Maßnahmen zu ergreifen, um die Einsteuerung aus der 220-V-Versorgung in die 24-V- und 48-V-Logik-Schaltkreise zu verhindern (E 8.3-51).

8.3.9.2 Ausfälle der Meßwerterfassung

In den vorhandenen Unterlagen wird von zwei Common-mode-Ausfällen im Bereich der Impulsleitungen von Druckmessungen berichtet. Bei einem Ereignis war die Frischdampfdruckmessung eingefroren. Die daraus resultierenden Fehlsignale führten zum Fehlöffnen der Abblaseregelventile (Prototypanlage). Der zweite Fall wird im folgenden beschrieben.

- **Reaktorschnellabschaltung nach einem Leck in einer Impulsleitung der Druckhalter-Höhenstandsmessung am 22.3.1988, Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Aufgrund einer Undichtigkeit an der Anschlußstelle der gemeinsamen Impulsleitung zu einem von drei Druckhalter-Höhenstandsgebern wurde das Signal "Niveau Druckhalter sehr tief" auf drei Kanälen eines Havarieschutzstranges gebildet und darüber Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

- Ursachen

Die Undichtigkeit wurde durch eine falsch montierte Dichtung einer Überwurfmutter verursacht. Da alle drei Höhenstandsgeber für eine 2v3-Schaltung über eine Impulsleitung mit dem Druckhalter und damit auch untereinander verbunden sind, konnte es zur gleichzeitigen Fehlanregung aller drei Kanäle kommen.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Die Meßkanäle sind durchgehend von der Mediumentnahme bis zum Auslösesignal funktional zu trennen, um Fehlauslösungen durch einen Einzelfehler auszuschließen (E 8.3-52). Aus dem vorliegenden Ereignisbericht geht hervor, daß entsprechende Untersuchungen vom Betreiber des betroffenen Kraftwerks bereits durchgeführt werden.

8.3.9.3 Ausfälle in der Signalübertragung

- **Reaktorschnellabschaltung wegen Fehlsignal "Füllstand im Hochdruckvorwärmer hoch" am 9.2.1987, Reaktorleistung 70 %**

- Ereignisablauf

Während des Betriebes erschien das Signal "Füllstand im Hochdruckvorwärmer hoch". Daraufhin wurden vom Turbinenschutzsystem Turbinenschnellschluß ausgelöst und zwei Pumpen abgeschaltet. Im Ereignisbericht ist von Kühlwasserpumpen die Rede, vermutlich handelte es sich aber um Speisewasserpumpen. Die Leistungsbegrenzung fuhr die Reaktorleistung herunter und die schnellöffnenden Ventile der BRU-A und der BRU-K sprachen an. Die Füllstände in den Dampferzeugern fielen und die Temperatur im Primärkreis stieg an, so daß Druckhaltersprühen ausgelöst wurde. Über das Signal "DE-Niveau sehr niedrig" wurde Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

- Ursachen

Die Untersuchungen ergaben, daß das Füllstandssignal fälschlich durch einen Fehler im Turbinenschutz ausgelöst wurde, hervorgerufen durch korrosionsbedingte

Schwankungen des Übergangswiderstandes an einem Relaiskontakt. Alle ähnlichen Relais wurden daraufhin untersucht. Im Ereignisbericht finden sich keine Ergebnisse dieser Untersuchung.

- Ertüchtigungsmaßnahmen
 - Der Warnschutz (Reaktorleistungsbegrenzung) sollte so ertüchtigt werden, daß solche Transienten ohne die Anregung des Sicherheitssystems ausgegletzt werden. Ist dies mit der eingesetzten Technik nicht möglich, muß nach Turbinenschnellabschaltung automatisch Reaktorschnellabschaltung ausgelöst werden (E 8.3-53).
 - Relaiskontaktflächen müssen aus einem Material mit ausreichender Qualität gefertigt werden (E 8.3-54).

- **Weitere Ereignisse mit Ausfällen in der Signalübertragung**

Ebenso wie beim vorher beschriebenen Ereignis führten Fehler in der Signalübertragung bei zwei Kraftwerken zur Verringerung der Blockleistung bzw. zur Reaktorschnellabschaltung. Bei beiden Kraftwerken kam es bei Vollast zum Ansprechen des Aggregateschutzes "Überhitzung der Lagersegmente im Drucklager der HUP". Die Messung der Lagertemperatur ist in einer 2v3-Schaltung aufgebaut. In beiden Anlagen wurde wegen des Zusammentreffens eines bereits früher festgestellten Kabelbruchs und eines fehlerhaften Ansprechens eines zweiten Kanals die betroffene HUP abgeschaltet. In einem Kraftwerksblock wurde die Reaktorleistung auf 67 % verkleinert, bei dem Block des anderen Kraftwerks erfolgte eine Reaktorschnellabschaltung wegen eines weiteren Fehlers des Havarieschutzsystems. Die Ereignisse stellen Common-mode-Ausfälle dar. Ursache sind Konstruktions- und Auslegungsfehler an den Kabelverbindungen der Meßfühler. Durch Vibrationen, die durch den Öldurchsatz in den Pumpenlagern hervorgerufen waren, wurden Kabelverbindungen zerstört.

Der Fehler im Havarieschutzsystem, der in einem Fall zur Reaktorschnellabschaltung führte, war ebenfalls auf Signalunterbrechung und Signaleinstreuung bei der 2v3-Meßwerterfassung für die Druckdifferenz über eine HUP zurückzuführen.

Die Häufung der Ereignisse, die durch Ausfälle in der Signalübertragung verursacht wurden, geben einen Hinweis darauf, daß die gesamte Leittechnik keine hohe Zuverlässigkeit aufweist. Es muß auf der Basis einer Auswertung der Betriebserfahrung und von Untersuchungen in der Anlage eine vollständige Schwachstellenanalyse durchgeführt werden. Danach muß entschieden werden, ob die vorhandene Technik zu ertüchtigen ist oder ob nicht ein weitgehender Austausch der gesamten Leittechnik vorgenommen werden muß (E 8.3-55).

8.3.9.4 Fehler in der Logikebene

Es wurden Ereignisse beobachtet, bei denen gleichzeitig von zwei Stellen aus in Regelungen und Steuerungen eingegriffen werden konnte, da eine Vorrangsteuerung fehlte. In einem Fall wurde bei einem Test für ein BRU-A-Ventil vom diensthabenden Ingenieur auf der Warte ein AUF-Befehl ohne Abstimmung mit dem Operateur gegeben, der gleichzeitig einen ZU-Befehl von einer anderen, im Ereignisbericht nicht näher beschriebenen Stelle aus absetzte. Dadurch wurde das Ventil zu weit geöffnet.

In den vorliegenden Meldungen werden weitere Ereignisse beschrieben, die auf eine unzureichende Verriegelungslogik zurückzuführen sind.

- **Reaktorschnellabschaltung nach Fehlern in der Reaktorleistungsregelung am 19.02.1989, Reaktorleistung 70 %**

- Ereignisablauf

Nach einem Erdschluß in einer Steuerungs- und Überwachungseinheit der 6-kV-Eigenbedarfschiene BA leitete der Schichtleiter "Elektrik" ohne Absprache mit der Warte Reparaturmaßnahmen ein. Dabei löste er weitere Fehler aus, die zur Netztrennung des Blocks führten. Die Schienen BB, BC, BD schalteten auf den Reservetransformator um, die Schiene BA konnte wegen der ausgefallenen Steuereinheit nicht umschalten und wurde spannungslos. Dadurch fielen u.a. die angeschlossenen Pumpen HUP 1, Kühlwasserpumpe 1 (wahrscheinlich ist die Hauptkühlwasserpumpe gemeint) und Nebenkühlwasserpumpe 1 aus. Die daraus resultierende Transiente führte zum Ansprechen des Systems zur schnellen Leistungsreduzierung mit Einwurf einer

Absorberstabbank. Da die Eigenbedarfsschiene BA spannungslos war, startete der zugehörige Notstromdiesel. Die am Strang 1 des Sicherheitssystems angeschlossenen Komponenten wurden auslegungsgemäß aktiviert.

Da der Reaktorfahrer das Ansprechen des Systems zur schnellen Leistungsreduzierung nicht bemerkt hatte, versuchte er über den Tippschalter "Vorbeugender Schutz 1" mit dem Wamschutzssystem (Reaktorleistungsbegrenzungs-system) die Reaktorleistung auf 37 % zu reduzieren. Nach einer Minute bemerkte er, daß die Reaktorleistung bereits auf 7 % und der Primärkreisdruck auf 14.7 MPa abgefallen war. Daraufhin ließ er den Tipp-schalter los, zog die eingefahrenen Stäbe und schaltete die Pumpen des Stranges 1 des Sicherheitssystems aus. Der Primärkreislauf konnte bei 10 % Leistung und 16.0 MPa stabilisiert werden.

Da zum Betrieb für die Turbospeisewasserpumpen weiter Dampf aus dem Frischdampfsammler entnommen wurde, kühlte der Primärkreislauf weiter ab. Der Schichtleiter ließ daraufhin den Block zur Stützbedampfung mit dem Hilfsdampfsystem der Gesamtanlage verbinden. Da aber im Hilfsdampfsystem zu diesem Zeitpunkt der Druck um 0.4 MPa geringer war als im blockeigenen Frischdampfsystem, strömte zusätzlicher Dampf ab, so daß der Block noch schneller abgekühlt wurde. Dies führte zur Reaktorschnellabschaltung über "Sättigungstemperaturdifferenz zwischen Primär- und Sekundärkreislauf größer 75 K und Druck im Frischdampfsammler kleiner 4.9 MPa".

- Ursachen

Durch die Leistungsreduzierung mit dem "vorbeugenden Schutz 1" reduzierte der Reaktorfahrer die Reaktorleistung von Hand mit höherer Priorität als der automatische Regler. Dabei betätigte er den Tippschalter zu lange und senkte deshalb die Reaktorleistung zu weit ab. Das Ausdampfen des Frischdampfsystems in das Hilfsdampfsystem war möglich, da eine Verriegelung fehlt, die Fehlschaltungen in diesem Bereich verhindert.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Das Zusammenspiel der einzelnen Leistungsregler und die Handeingriffsmöglichkeiten in die Leistungsregelung sind zu überprüfen (E 8.3-56).

Eine Verriegelung muß das unkontrollierte Ausdampfen des Sekundärkreislaufes in das Hilfsdampfsystem verhindern. Es sind auch verfahrenstechnische Maßnahmen nötig, wie z.B. eine Entkopplung über Rückschlagarmaturen oder Regelventile, mit denen eine Fehlbedienung beim Druckausgleich verhindert werden kann (E 8.3-57).

Bei dem im folgenden beschriebenen Ereignis führten Mängel in der Logikebene zu nichtnotwendigen Anregungen der Reaktorschnellabschaltung und des Sicherheitssystems.

- **Reaktorschnellabschaltung durch Nichtschließen der Druckhalter-Einspritzarmatur am 30.1.1988, Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Ohne Absprache mit dem für den Betrieb verantwortlichen Schichtleiter wurde ein Borsäurekonzentrationsausgleich im Primärkreislauf durchgeführt. Dabei sprach die elektrische Absicherung des Antriebs des Druckhalter-Einspritzventils an und verhinderte damit das Schließen des offenen Ventils. Die Verriegelung zum Schließen der nachgeschalteten Absperrarmatur sprach nicht an, so daß es zum Druckabfall im Primärkreislauf kam. Auch über Einzelansteuerung ließ sich die Armatur nicht schließen. Dies führte bei einem Primärkreisdruck von 14.8 MPa zur Reaktorschnellabschaltung. Die HD-Notkühlpumpen wurden über das Signal "Differenz zwischen Primärkreis- und Sättigungstemperatur kleiner 10 K" gestartet und liefen im Mindestmengenbetrieb. Das Druckhalter-Einspritzventil konnte im weiteren Verlauf von Hand von der Warte aus geschlossen werden. Es wurde Turbinenschnellschluß ausgelöst und nach zwei Minuten der Generator vom Netz getrennt.

- Ursachen

Neben den organisatorischen Mängeln, die zum eigenmächtigen und nicht mit dem Schichtleiter abgestimmten Borsäurekonzentrationsausgleich im Primärkreislauf führten, traten folgende technischen Mängel auf:

Das Druckhalter-Einspritzventil fiel aufgrund eines Herstellungsfehlers im Thyristor-Verstärker der zugehörigen Spannungsversorgung aus. Außerdem war die Stellungsanzeige des Ventils defekt. Die Verriegelung sah ein Schließen des nachgeschalteten Absperrventils nur über das Stellungssignal des Einspritzventils vor. Daher wurde das Absperrventil trotz des Druckabfalls nicht geschlossen. Es ist unklar, warum auch die Einzelansteuerung versagte.

Das Signal "Temperaturdifferenz kleiner 10 K" kam fälschlicherweise, die tatsächliche Temperaturdifferenz lag bei 25 K. Durch die Art des Meßaufbaus können sich Meßfehler ergeben, die die zulässige Bandbreite der Temperaturdifferenz erreichen.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Die Anregungslogik der Schutzverriegelung für die Absperrarmatur der Druckhalter-Einspritzleitung muß so erweitert werden, daß sie unabhängig von der Stellungsrückmeldung des Einspritzventils betätigt werden kann (E 8.3-58).

Die Meßtechnik zur Bildung des Signals "Differenz zwischen Primärkreis- und Sättigungstemperatur kleiner 10 K" muß so verbessert werden, daß der Meßfehler deutlich kleiner als die zulässige Schwankungsbreite des Meßwertes ist (E 8.3-59).

Darüberhinaus ist die gesamte Reaktorschutzlogik darauf zu überprüfen, ob noch andere Anregekriterien ausschließlich Stellungsrückmeldungen benutzen und ob weitere Meßfehler im Bereich des Abstands der Normalparameter vom Auslösegrenzwert liegen (E 8.3-60).

8.3.9.5 Turbinenregelung

Bei mehreren der ausgewerteten Ereignisse traten Fehler in der Turbinenregelung auf. Die dadurch verursachten Transienten weisen auf z. T. schwerwiegende Mängel in Betriebs- und Sicherheitssystemen hin. In Abschnitt 8.2.6 wird bereits ein Vorkommnis beschrieben, bei dem es nach einem Bedienungsfehler beim Übergang vom hydraulischen auf den elektro-hydraulischen Regler zu einer Fehlstellung der Turbinenstellventile gekommen war. Beim weiteren Ablauf der Transiente kam es zum Offenbleiben von zwei Abblaseregelventilen.

Im folgenden wird ein Ereignis beschrieben, bei dem es zu einer starken Leistungssoszillation kam.

- **Reaktorschnellabschaltung nach Leistungsabfall und Belastungsstoß auf den Turbogenerator am 23.4.1989, Reaktorleistung 100 %**

- Ereignisablauf

Die Anlage lief am Zyklusende mit einer Borsäurekonzentration von 60 ppm und damit stark negativem Kühlmitteltemperaturkoeffizienten. Ein schnelles Schließen der Turbinenstellventile in Folge eines Fehlsignals, löste einen steilen Leistungsabfall am Turbogenerator von 1000 MW auf 3 MW aus. Der dadurch steigende Frischdampfdruck führte zu einem Anstieg der mittleren Kühlmitteltemperatur und damit zum Anstieg des Druckhalterfüllstands. Der automatische Leistungsregler (ARM) schaltete in den Frischdampfdruckregelungsmodus (T-Regime) und leitete eine Reduzierung der Reaktorleistung ein. Da die Leistung nicht schnell genug reduziert wurde, wurden die Druckgrenzwerte für das Ansprechen der Druckhaltereinspritzung erreicht.

Der steigende Frischdampfdruck führte zu einem Öffnen der BRU-K und BRU-A zu einem Zeitpunkt, als die elektrische Leistung auf 100 MW abgefallen war. Der Warnschutz (Reaktorleistungsbegrenzung) senkte die Reaktorleistung auf 85 % ab.

Durch das Schließen der Turbinenstellventile kam es zum Druckabfall in den Turbinenanzapfungen und darüber zum Sieden des Heizdampfkondensats. Das Schutzsystem für die Füllstandsüberwachung schaltete die Hochdruckvorwärmer ab.

Acht Sekunden nach dem Leistungsabfall kam es zu einem unkontrollierten Leistungsanstieg der Turbine, verursacht durch plötzliches Öffnen der Turbinenstellventile, der nach weiteren sieben Sekunden zu einer Turbinenleistung von 1046 MW führte. Dadurch kam es zu einem starken Abfall des Frischdampfdrucks (von ca. 7.4 MPa auf ca. 5.6 MPa), der mittleren Kühlmitteltemperatur und des Druckhalterfüllstandes (Zahlenangaben liegen nicht vor).

Durch das Signal "Füllstand sehr tief" wurde die Druckhalter Heizung ca. 40 s nach Ereignisbeginn abgeschaltet. Die Signale für Reaktorschnellabschaltung und

Heizungsabschaltung werden über zwei verschiedene Meßanordnungen ausgelöst, wobei die für die Heizungsabschaltung ein Fehlsignal auslöste. Dadurch und aufgrund des langsamen Verhaltens des ARM im T-Regime fiel der Druckhalter-Füllstand bis zum Grenzwert und die Reaktorschnellabschaltung wurde nach etwa 60 s ausgelöst. 13 s nach der Reaktorschnellabschaltung wurde über "Frischdampfdruck < 5.2 MPa" Turbinenschnellschluß ausgelöst.

Aufgrund des Fehlsignals "Druckhalter-Füllstand sehr tief" schaltete der Schichtingenieur die Regelungen für das Zuspeisesystem (Kühlmittelentnahmerate, Druck vor den Entnahmeventilen, Druckhalterfüllstand) ab, um die Kühlmittelentnahme abzusperrern und um die Zuspeiserate auf Maximum zu steigern. Dies führte zum Einspeisen von kaltem Wasser (60-70 °C) in den Primärkreislauf und nach dem Störfallbericht, dadurch zu einem Temperaturabfall von insgesamt 18 °C innerhalb von 20 s in den kalten Loops.

Da der Reaktorfahrer die Abkühlung des Primärkreislaufes fälschlicherweise nur auf eine Abkühlung durch den Sekundärkreis zurückführte, schloß er die Frischdampfschnellschlußventile. Dadurch wurden auch die Hauptumwälzpumpen abgeschaltet. Danach konnte die Anlage im Naturumlauf bei einem Primärkreislaufdruck von 13 MPa und einer Temperatur von 270° C stabilisiert werden.

- Ursachen

Das plötzliche Schließen der Turbinenstellventile zu Beginn des Ereignisses war wahrscheinlich durch eine kurzzeitige Verstopfung eines Steuerventils im elektro-hydraulischen Umformer der Turbinenregelung ausgelöst worden. Nach einer Inspektion des Ventils wurde eine Verunreinigung von etwa 1 mm Durchmesser gefunden. Das Lösen dieses Partikels führte dann offensichtlich auch acht Sekunden später zum erneuten Öffnen der Stellventile und dem damit verbundenen Leistungsanstieg.

Das Abschalten der Druckhalterheizung wurde durch Fehlsignale einer Druckhalter-Füllstandsmessung ausgelöst, die auch in dem in Abschnitt 8.3.1 beschriebenen Ereignis zu Problemen führte. Der untere Impulsleitungsanschluß befindet sich im Bereich des Eintritts der Volumenausgleichsleitung in den Druckhalter. Dies führt offenbar bei schnell fallendem Füllstand zu Fehlmessungen.

Hauptursache für die Unterkühlung des Primärkreises war nach dem Störfallbericht die Einspeisung von kaltem Zuspisewasser. Außerdem trug die Dampfentnahme durch das Weiterlaufen der Turbine nach der Reaktorschnellabschaltung sowie der Ausfall der Hochdruckvorwärmer zum Abkühlen des Primärkreislaufes bei. Im Ereignisbericht wird darauf hingewiesen, daß aufgrund des stark negativen Kühlmitteltemperaturkoeffizienten die Gefahr der Rekritikalität bestanden hatte.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

In den Ölkreisläufen der Turbinenregelung müssen ausreichende Filter zur Vermeidung von Verunreinigungen vorgesehen werden (E 8.3-61).

Die Turbinenregelung muß so ertüchtigt werden, daß extreme Belastungsstöße, wie in diesem Fall, ausgeschlossen werden. Dies ist z.B. durch den Einsatz von zwei elektro-hydraulischen Umformern mit einer schnellen Mitnahmeregelung und nachgeschalteter MIN-Auswahl möglich (E 8.3-62).

Die Anordnung der Druckhalter-Füllstandsmeßleitungen muß so verändert werden, daß auch bei schnellen Füllstandsänderungen korrekte Messungen erfolgen (E 8.3-6).

Nach Reaktorschnellabschaltung muß Turbinenschnellschluß automatisch ausgelöst werden, um Unterkühlungstransienten zu vermeiden (E 8.3-8).

8.3.9.6 Dampferzeuger-Füllstandsregelung

- **Turbinenschnellschluß wegen Fehlern in der Dampferzeuger-Füllstandsregelung am 20.9.1989, Reaktorleistung 92 %**

- Ereignisablauf

Ein Dichtungsleck im Ölkreislauf führte zum spontanen Schließen eines pneumatischen Absperrventils im Rücklauf des Ölsystems der Hauptumwälzpumpen 1 und 3. Da sowohl der AUF- als auch der ZU-Endschalter aufgrund von Verschmutzungen ausgefallen waren, bemerkte das Schichtpersonal das Schließen des Ventils nicht. Das Absperrn des Ölrücklaufs aus dem Drainagebehälter führte zum Füllstandsabfall im Ölvorratsbehälter und darüber zum Ausfall der Haupt- und der Reserveölpumpe,

die beide aus dem gleichen Ölbehälter ansaugen. Auslegungsgemäß wurden die beiden Hauptumwälzpumpen abgeschaltet.

Daraufhin wurde Schnellabfahren auf 50 % Leistung eingeleitet. Dies führte zum Füllstandsanstieg im DE 3, zum Schließen des Speisewasserregelventils und zum Öffnen des Anfahrregelventils für den DE 3. Aufgrund von Auslegungsfehlern im Zusammenspiel von zwei Verriegelungen, die vom Dampferzeuger-Füllstand angesteuert werden und unterschiedlich eingestellter Grenzwerte für Haupt- und Anfahrregler kam es zum Füllstandsanstieg im DE 3 bis zum 3. Grenzwert und damit zum Turbinenschnellschluß. Der genaue Ablauf der Transiente ist aus der Unterlage nicht zu entnehmen.

Beim Ablauf der Transiente stellte man fest, daß es unter dynamischen Bedingungen schwierig ist, die Anzeigen der Meßwerte der Regelkanäle und der Sicherheitskanäle miteinander zu vergleichen. Der Turbinenfahrer mußte beim Ablauf der Transiente die Meßwertanzeigen, die unterschiedliche Absolutwerte für den Dampferzeugerfüllstand und unterschiedliche Meßwertänderungen anzeigten, richtig interpretieren.

- Ursachen

Die beiden Verriegelungen greifen auf Signale von verschiedenen Meßumformern zurück. Diese Meßumformer liefern auch die unterschiedlichen Signale für den Turbinenfahrer. Da diese offenbar stark differieren, konnte es zum nahezu gleichzeitigen Ansprechen der beiden Verriegelungen kommen, was schließlich zum Turbinenschnellschluß führte.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Es muß eine Anlagenzustands-Signalisation eingeführt werden, mit der Ausfälle von Stellungsanzeigen an Ventilen besser erkannt werden können (E 8.3-63).

Der Füllstand in den Ölbehältern der Ölkreisläufe der Hauptumwälzpumpen muß überwacht und mit Warnmeldungen ausgerüstet werden (E 8.3-64).

Die Dampferzeugerfüllstandsmessung und die Grenzwerteinstellung müssen durch technische Maßnahmen verbessert werden. Insbesondere muß ein Gleichlauf von Meßanzeigen gleicher Meßgrößen erreicht werden (E 8.3-65).

- **Leistungsreduzierung aufgrund von Mängeln in der Dampferzeuger-Füllstandsregelung am 21.5.1989, Reaktorleistung 75 %**

- Ereignisablauf

Zum Test der Impulsventile der Turbospeisewasserpumpe 1 wurden die Hauptspeisewasserregelventile nach einem Arbeitsprogramm, das vom Standardprogramm abwich, aus der automatischen Regelung genommen. Die Automatik regelte daraufhin den Füllstand in den Dampferzeugern mit den Anfahrregelventilen. Dabei stieg der Füllstand um 150 cm über den Regelbereich von + 50 cm hinaus an. Im DE 3 führte dies aufgrund einer Nullpunktverschiebung der Höhenstandsmessung und eines um 30 cm zu tief eingestellten Ansprechgrenzwertes zum Schließen des Frischdampfschnellschlußventils und damit zum Abschalten der Hauptumwälzpumpe 3.

Darauf reduzierte der Reaktorleistungsbegrenzer die Reaktorleistung auf 67 %.

- Ursachen

Zum Füllstandsanstieg konnte es wegen des Umschaltens auf die zu langsam arbeitende Anfahrregelung kommen.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Prüfmöglichkeiten sind grundsätzlich so zu automatisieren bzw. so festzulegen, daß es nicht zu unerwünschten Transienten kommen kann (E 8.3-66).

Es sind Vorkehrungen zu treffen, daß ein Umschalten der Dampferzeuger-Füllstandsregelung auf Anfahrregelung bei Leistungsbetrieb verhindert wird (E 8.3-67).

Nullpunkts- und Grenzwerteinstellungen sind durch Prüfungen oder fehlerselbstmelndend zu überwachen (E 8.3-68).

- **Ungleichgewicht in der thermischen Leistung des Primär- und des Sekundärkreislaufes während einer schnellen Leistungsreduktion am 15.6.1985, Reaktorleistung 100 % (Anlage der "kleinen Serie")**

- Ereignisablauf

Bei Arbeiten an der 750-kV-Schaltanlage kam es zu einer Fehlanregung des Havarie-schutzsystems (Art der Schutzanregung unbekannt). Dadurch kam es zu einer schnellen Leistungsreduzierung von 1000 MW auf 300 MW mit Wiederanstieg auf 600 MW. Diese schnelle Transiente führte zum Anstieg des Frischdampfdrucks mit Öffnen der BRU-K (Umleitstation).

Wenige Sekunden nach Beginn der Transiente wurde Reaktorschnellabschaltung durch ein Fehlsignal "Füllstand tief" in einem der vier Dampferzeuger ausgelöst. Die Betriebsmannschaft löste Turbinenschnellschluß von Hand aus.

Beim nachfolgenden Umschalten der elektrischen Eigenbedarfsversorgung kam es zum Ausfall eines 6-kV-Leistungsschalters in der Versorgung eines Stranges des Sicherheitssystems. Der zugehörige Diesel startete zwar, schaltete aber nicht zu. Gründe dafür konnten bei einer Untersuchung des Diesels nicht gefunden werden. Dies führte zum völligen Ausfall dieses Stranges des Sicherheitssystems.

- Ursachen

Die Ursache für die Fehlmessung des Dampferzeuger-Füllstandes geht aus den vorliegenden Unterlagen nicht hervor.

- Ertüchtigungsmaßnahmen

Die Dampferzeuger-Füllstandsmessung muß auch bei schnellen Änderungen des Frischdampfdrucks zuverlässig arbeiten (E 8.3-69).

Zu 6-kV-Leistungsschaltern und Dieselgeneratoren sind in den Abschnitten 8.3.8.2 und 8.3.7 Ertüchtigungsmaßnahmen aufgeführt.

8.3.10 Mängel in der Qualitätssicherung

Für die Bewertung der laufenden Anlagen sind Mängel in der Qualitätssicherung von großer Bedeutung. Schon aus der beschränkten Zahl der vorliegenden Ereignismeldungen ist zu erkennen, daß solche Mängel sehr häufig zu Störungen führten oder den Ablauf von Störungen beeinflussten. Es wurden Mängel in der Qualitätssicherung sowohl bei der Herstellung von Komponenten als auch bei der Montage und insbesondere bei der Instandhaltung im Kraftwerk festgestellt. Beispiele sind der Ausfall der Turbinenregelung bei einer Transiente aufgrund einer fehlenden Feststellschraube in einem Endschalter der elektromagnetischen Umschalteneinrichtung (Herstellerfehler) und der Ausfall eines Schalters, der nicht für den Einsatz im Kernkraftwerk zugelassen war und aufgrund mangelnder Eingangskontrolle eingebaut worden war. Ein weiteres Beispiel ist ein Montagefehler, der zu einer Fehlbedienung führte, da auf der Blockwarte Anzeige- und Bediengeräte für zwei Hauptspeisewasserpumpen über Kreuz geschaltet worden waren.

Die Ereignisse zeigen, daß es sehr wichtig ist, von allen in sicherheitstechnisch relevanten Bereichen der Anlagen eingesetzten Komponenten detaillierte Qualitätssicherungsnachweise der Hersteller zu erbringen und zusätzlich auch umfangreiche eigene Kontrollen durchzuführen (E 8.3-70).

Es ist festzustellen, daß wegen des Fehlens einer systematischen Qualitätssicherung in den Anlagen offenbar auch keine systematische Erfassung von Qualitätssicherungsmängeln durchgeführt wird. Die oben aufgeführten Mängel konnten daher nur aus den gemeldeten Ereignissen rekonstruiert werden und sind somit nur punktuelle Erkenntnisse.

8.3.11 Sonstige Ereignisse

- 19.4.1983, (Anlage der "kleinen Serie") Zerstörung einer Hauptumwälzpumpe, Eintrag von 38 kg Abrieb in den Primärkreislauf, Anstieg des Kühlmitteldurchsatzes durch die defekte Pumpe, Anstieg der thermischen Reaktorleistung um 45 MW, Anstieg der Brennstoffkassetten-Temperatur um 10-15 % verbunden mit einem Anstieg der Kühlmitteltemperatur am Austritt von fünf Brennstoffkassetten um 1-2 °C über die zulässige Temperatur. 9 h nach Leistungsanstieg wird defekte Pumpe vom Schutz abgeschaltet.

- 26.10.1984, (Anlage der "kleinen Serie") Ausfall Hauptspeisewasserpumpen, Start Havariespeisewasserpumpen, Abfall des Dampferzeuger-Füllstands. Dadurch Anstieg der Primärkühlmitteltemperatur in zwei Loops (kalter Strang) auf 320 °C (= Kernaustrittstemperatur) mit Ausfall der zwei HUP, Druckanstieg im Sekundärkreislauf, Ansprechen der BRU-K, darüber Druckabfall im Primärkreislauf und Reaktorschnellabschaltung.
- 5.11.1987, Feuchtigkeit im Stecker eines Absorberstabantriebs, Fehleinfall des Absorberstabes, Ausfall von Dampferzeuger-Füllstandsregelungen und Ausfall des Reglers der BRU-K (Umleitstation), zwei Dampferzeuger Füllstand hoch, zwei Dampferzeuger Füllstand tief, Reaktorschnellabschaltung.
- 11.12.1987, Nebelniederschlag auf Isolatoren des Blocktrafos, Erdschluß, Turbinenschnellabschaltung, Reaktorschnellabschaltung, Start der Notstromdiesel und des Sicherheitssystems.
- 23.2.1988, Ausfall einer HUP nach Fehlbedienung bei Prüfung der Dampferzeuger-Füllstandsregelung. Es war keine automatische Prüfschaltung vorhanden.
- 6.4.1988, Hand-Reaktorschnellabschaltung nach Störungen in HD-Vorwärmern, wegen falscher Leitungsführung.
- 14.8.1988, Kurzschluß bei Reparatur in Reglerblock der DE-Füllstandsregelung (Konstruktionsfehler 220-V-Kontakte) führte zum Ausfall von zwei HUP, da zwei Kanäle der HUP-Schutzschaltung von einer Einspeisung versorgt werden.
- 4.1.1989, Fehlauslösung Feuerlöschsystem, da falsch dimensionierte Rauchgasgeber schon bei Feuchtigkeit ansprachen, Wassereintrag in Kabelschacht des 2. Kanals, Fehlsignal (schlechte Isolierung der Kabel; vor Einbau war kein Hochspannungstest erfolgt) führen über HUP-Ausfälle zur Reaktorschnellabschaltung.
- 6.2.1989, (Anlage der "kleinen Serie") Spannungsschwankungen im 3. Strang des unterbrechungslosen Notstromnetzes, dadurch Auslösen zahlreicher Automaten; nach Umschalten auf Reserveeinspeisung Ausfall von Reaktorschutztafeln, Reaktorschnellabschaltung, keine Signalisation über Spannungsausfall an Reaktorschutztafeln.

- 9.4.1989, Ausfall einer 0,4-kV-Notstromschiene wegen verschmorter Kontakte an einem Schalter, führt zum Spannungsausfall an Reaktorschutztafeln, da beide Einspeisungen von einem Wechselrichter abgehen, Reaktorschnellabschaltung.
- 3.6.1989, Durch Sturm Kurzschluß in einer Phase der 500-kV-Freileitung. Nachfolgend Ausfall einer Hauptkühlwasserpumpe wegen Erdschluß (schlechte Isolierung des Leistungskabels, Kontakt mit Leistungsschaltergehäuse), Leistungsreduzierung auf 60 %, Umschaltung der Dampfversorgung für Turbospeisewasserpumpen von Zwischenüberhitzer zum Hilfsdampf erfolgt verzögert, dadurch Leistungsabfall Speisewasserpumpen, Dampferzeuger-Füllstand tief führte zu Ausfall von zwei HUP.
- 18.6.1989, Absorberstabantrieb nicht mit Absorberstab gekuppelt, Weiterbetrieb mit reduzierter Leistung, später Abfahren wegen Leck in einem Neutronenflußmeßstutzen.
- 15.8.1989, Nichtöffnen eines Deionateinspeiseventils (Bedienfehler) führt zum Ausfall der Zuspeisepumpen und zur Unterbrechung der Sperrwasserzufuhr, weiterer Bedienfehler (Absperren des Sperrwasserablaufs an den HUP-Wellendichtungen) führt zu Ausfall aller HUPs und Reaktorschnellabschaltung.
- 2.10.1989, ND-Notkühlpumpe 52 min bei anstehendem Signal "Temperatur hoch" (verursacht durch Wassereintritt ins Lager) betrieben, Lager geschmolzen, Welle beschädigt.

8.4 Zusammenfassung

Für die Bewertung der Betriebserfahrungen mit Kraftwerken der Baulinie WWER-1000 lagen Berichte zu 64 Ereignissen aus den Datenquellen des "Incident Reporting Systems" der IAEO und des "ISI"-Systems von Interatomenergo Moskau aus dem Berichtszeitraum 1983-1990 vor. Für eine abschließende Bewertung dieser Baulinie ist die verfügbare Datenbasis zu gering. Dennoch sind charakteristische Merkmale in Bezug auf das Konzept der Anlage, die technische Ausrüstung, die Qualität der eingesetzten Komponenten und das transiente Verhalten deutlich zu erkennen.

Die Auswertung zeigt, daß alle Betriebstransienten in deutlich kürzeren Zeiträumen ablaufen als bei den Anlagen vom Typ WWER-440/W-230 und W-213. Dies erklärt sich aus der hohen Leistungsdichte des Reaktors und den im Verhältnis zur Leistung geringen Wasservorräten in den Primär- und Sekundärkreisläufen. Die Betriebserfahrung zeigt, daß die eingesetzten Begrenzungen zu langsam wirken, um schnelle Transienten auszuregulieren und die Anforderung von Schutzaktionen zu verhindern. In den zur Verfügung stehenden Zeiträumen sind die Betriebsmannschaften häufig nicht in der Lage, rechtzeitig störungsbegrenzende Maßnahmen von Hand einzuleiten. Der Automatisierungsgrad und die Effektivität der Regelungs-, Begrenzungs- und Schutz-einrichtungen sollte deutlich erhöht werden. Die Konvoi-Anlagen mit etwa gleicher Leistungsdichte und ähnlichen spezifischen Wasservolumina besitzen eine höhere Anzahl von schnellwirkenden Funktionsgruppensteuerungen und Begrenzungen.

Die vorliegenden Ereignisberichte zeigen, daß in vielen Fällen der Ablauf einer Transiente durch Fehler beeinflusst wurde, die zusätzlich zu dem einleitenden Ereignis auftraten. Dabei handelte es sich oft um Fehler, die schon längere Zeit unentdeckt vorlagen. Auch wenn die Zahl der vorliegenden Ereignisberichte relativ klein ist, gewinnt man aus den aufgetretenen Schäden den Eindruck, daß sich die Anlagen in einem schlechten Instandhaltungszustand befinden. Die Prüfkonzepte der Anlagen erscheinen wenig geeignet, Fehler und Ausfälle an den sicherheitstechnischen wichtigen Systemen frühzeitig zu entdecken. Weiterhin scheinen die Anlagen nicht prüffreundlich zu sein.

Grundsätzlich kann man feststellen, daß die Sicherheitstechnik der Anlagen nicht konsequent einzelfehlerfest aufgebaut ist. Die funktionale und räumliche Trennung der Redundanzen ist nicht konsequent realisiert. Eine vollständige Überprüfung des Steuersystems erscheint unumgänglich. Es fehlt auch die funktionale Trennung von Haupt- und Reservewarte mit einer umschaltbaren Vorrangsteuerung.

Die bei einigen Ereignissen beobachteten extremen Turbinen-Leistungszusammenbrüchen zeigen, daß im Sekundärkreislauf starke Auslegungsdefizite im Bereich der Regelungs-, Begrenzungs- und Schutzsysteme existieren.

Auffallend ist auch die Anzahl der Unterkühlungstransienten. Hier macht sich die fehlende automatische Anregung von Turbinenschnellschluß nach Reaktorschnellab-

schaltung sowie das Weiterlaufen der Turbospeisewasserpumpen (auch nach Turbinenschnellschluß) bemerkbar.

Die Anzahl der Störungen in der Dampferzeugerbespeisung erscheint zu hoch, da es sich hierbei um mögliche Vorläufer für schwerere Anlagenstörungen handelt.

Daneben lassen sich weitere systematische Schwachstellen der Anlagen erkennen:

- Komponenten, die die erforderliche Zuverlässigkeit nicht erreichen (6-kV-Leistungsschalter, Havarieboreinspeisepumpen ("kleine Serie").
- Die eingesetzte Leistungs- und Steuerkabel und deren Anschlüsse verfügen nicht über eine ausreichende Qualität.
- Systemschwächen, die die Anlagensicherheit beeinträchtigen (Druckhalter-Füllstandsmessung, DE-Füllstandsmessung, Turbinenregelung, Speisewasserregelung, mangelnde Signalisation und Selbstüberwachung, mangelnde Vorrangsteuerung, mangelnde Redundanz im Bereich der Meßwertgeber).
- Auslösung von Transienten durch mangelnde Redundanz in Betriebssystemen (zwei HUP an einem Ölkreislauf).
- Aufgrund der ungünstigen Umgebungsbedingungen in den Anlagenräumen und -gebäuden, kann es zur Auslösung von Störungen kommen.
- Fehlende oder mangelhafte Funktionsgruppensteuerungen und Prüfautomatiken, die häufig Handeingriffe erforderlich machen und zu Fehlbedienungen führen.

9 Zusammenfassung

Die sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerks Stendal, Block A, vom Typ WWER-1000/W-320 wurde von der GRS anhand der in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Sicherheitsrichtlinien und technischen Regeln durchgeführt. Sie erstreckt sich weitgehend auf eine Beurteilung der Anlagenkonzeption. Erkannte Schwachstellen sind aufgeführt; teilweise werden Lösungsmöglichkeiten für Ertüchtigungsmaßnahmen vorgeschlagen.

Der Unterlagenstand zum Kernkraftwerk Stendal ist unvollständig und nicht immer konsistent. Dies mindert die Belastbarkeit der im Rahmen der vorliegenden Konzeptbeurteilung gewonnenen Erkenntnisse. Wichtige Informationen beispielsweise zur Qualitätssicherung, zur Funktionstüchtigkeit der vorgesehenen Komponenten und Rohrleitungen, zur Störfallanalyse oder zum Konzept zur Beherrschung von Einwirkungen von außen lagen nur in unzureichendem Umfang vor. Deshalb konnte die Gewährleistung der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage nur eingeschränkt überprüft werden. Insofern kann eine abschließende Aussage zum Konzept des WWER-1000/W-320 erst nach der Vorlage und Prüfung ergänzender Unterlagen erfolgen.

Trotz unzureichenden Dokumentationsstandes konnte jedoch für wesentliche Teilbereiche eine eindeutige sicherheitstechnische Bewertung durchgeführt werden. Dies gilt insbesondere für die Systemanalyse, bei der auch die Betriebserfahrungen anderer WWER-1000 für die Anlage Stendal genutzt werden konnten, und für die Analysen von Kühlmittelverluststörfällen, wo unzureichende Unterlagen in einigen Fällen durch eigene Rechnungen ergänzt wurden. Im Ergebnis wurde festgestellt, daß die Anlage zwar teilweise den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerkes entspricht, andererseits jedoch wesentliche konzeptionelle Schwachstellen vorhanden sind. In Fällen, in denen die Anlage Stendal den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerkes nicht genügt, wurde durch ingenieurmäßige Untersuchungen geprüft, ob hierdurch ein sicherheitstechnisches Defizit besteht und welche Ersatzmaßnahmen gegebenenfalls zum Ausgleich möglich sind.

Es wurden keine Untersuchungen zu Accident-Management-Maßnahmen durchgeführt.

Die sicherheitstechnisch vorteilhaften Eigenschaften der Baulinie WWER-440 - wie z. B. geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns, großes Wasservolumen des Primärkreislaufes, großes Wasserinventar der Sekundärseite der Dampferzeuger und Absperrbarkeit der Hauptumwälzleitungen - sind beim WWER-1000 nicht gegeben. Hieraus resultieren höhere sicherheitstechnische Anforderungen an Komponenten, Systeme und Betriebsführung im Vergleich zu den Reaktoranlagen der Baulinie WWER-440.

Im folgenden werden die wichtigsten Ergebnisse der Sicherheitsbewertung in der Reihenfolge der Gliederung des Berichtes dargestellt.

Bei der **Kernauslegung** sind Änderungen bezüglich der Kernbeladung, der Leistungs- und Leistungsdichteverteilungsregelung sowie der Instrumentierung erforderlich.

Die für den Dreijahreszyklus vorgesehenen Brennstoffkassetten erscheinen grundsätzlich geeignet. Die Kernbeladung ist durch Einführung einer Low-Leakage-Beladung zu optimieren. Dies erfordert den Einsatz von abbrennbaren Absorbieren wie Gadolinium in den Brennstoffkassetten. Die Low-Leakage-Beladung führt gleichzeitig zur Verringerung der Neutronenbestrahlung und damit zur geringeren Neutronenversprödung in der Wand des Reaktordruckgefäßes.

Die Leistungsdichteverteilungsregelung ist zu automatisieren. Für die Steuerelemente ist eine automatische Einfahrbegrenzung vorzusehen. Der betriebliche Einsatz der Steuerelemente ist zu optimieren, um die Anregung von Xenonschwingungen zu vermeiden.

Die Kerninstrumentierung ist als Voraussetzung für die wirkungsvolle Leistungsdichtebegrenzung und -überwachung zu verbessern. Eine regelmäßige Überprüfung der Leistungsverteilungsdetektoren ist vorzusehen. Bei einer zuverlässigen Instrumentierung können auch abgeleitete Größen wie DNB-Werte zur Reaktorschnellabschaltung eingeführt werden.

Bei den **druckführenden Komponenten** sind drei Problemkreise deutlich geworden: Die Neutronenversprödung der kernnahen Wand des Reaktordruckgefäßes, der fehlende Nachweis des Bruchausschlusses für Komponenten des Primär- und des

Sekundärkreislaufes und bei normalen Betriebsbelastungen entstandene Schäden in den kaltseitigen Kollektoren der Dampferzeuger.

Während der Beurteilung der Reaktoranlage standen keine ausreichenden Informationen zum Einfluß des relativ hohen Nickelgehaltes auf die Neutronenversprödung des Reaktordruckgefäßwerkstoffes zur Verfügung. Deshalb sind bis zum Vorliegen entsprechender Unterlagen Maßnahmen zur langfristigen Erhaltung der vorhandenen Sicherheitsreserven notwendig, wie z. B. der Einsatz von Abschirmkassetten auf den Randpositionen bzw. Low-Leakage-Beladungen des Reaktorkernes. Nach der Prüfung der ersten Serie von Einhängeproben im Reaktordruckgefäß zur Überwachung des Werkstoffzustandes ist dann erneut zu entscheiden. Druckbelastungen im kalten Anlagenzustand sind durch technische Maßnahmen auszuschließen.

Bei der Auslegung und Fertigung der Komponenten des Primär- und des Sekundärkreislaufes wurden keine hinreichenden Maßnahmen vorgesehen, die einen Bruch dieser Komponenten ausschließen, wie sie z. B. das Basissicherheitskonzept vorschlägt. Dies gilt insbesondere für die ausgewählte Werkstoffkombination im Sekundärkreislauf. Hier sind der Konditionierung des Kreislaufwassers enge Grenzen gesetzt, so daß Lochkorrosion mit nachfolgender Spannungsrißkorrosion der Dampferzeugerheizrohre und Erosionskorrosion der niedriglegierten Stähle nicht gleichzeitig vermieden werden können. Beim Versagen auch nur einer Leitung können in Folge der räumlich konzentrierten Anordnung der Frischdampf- und der Speisewasserleitungen im Bereich der Durchführung durch das Containment schwerwiegende Folgeschäden nicht ausgeschlossen werden.

In Kernkraftwerken der Baulinie WWER-1000 mußten bis Ende 1991 insgesamt 36 Dampferzeuger ausgetauscht werden. Bei Betriebsbelastung waren in den Stegen zwischen den eingesprengten Heizrohren der kaltseitigen Kollektoren Risse bis über 1 m Gesamtlänge entstanden. Das Problem konnte durch Veränderung der Herstellungstechnologie bisher nicht gelöst werden. Hier sind vertiefende Analysen erforderlich, da der Bruch eines Kollektors erhebliche radiologische Konsequenzen haben kann.

Zur Klärung von möglichen Auswirkungen eines totalen Kollektorversagens auf die Integrität des Dampferzeugermantels und gegebenenfalls des Containments sind Untersuchungen erforderlich.

Die Qualität der vorliegenden **Störfallanalysen** ist unzureichend. So werden häufig nicht mehr näher bezeichnete Anfangs- und Randbedingungen, überholte nukleare Daten und nicht mehr aktuelle Anregesignale für das Havarieschutzsystem und für die verfahrenstechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems verwendet. In etlichen Fällen ist die Simulationsdauer der Störfallrechnungen zu kurz.

Generell wird empfohlen, die gesamte Störfallanalyse für Kernkraftwerke der Baulinie WWER-1000 als Teil eines aktualisierten Sicherheitsberichts mit fortschrittlichen verifizierten Rechenprogrammen unter Verwendung aktueller Daten für den Reaktorkern, das Havarieschutzsystem und die verfahrenstechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems erneut durchzuführen. Dabei müssen auch WWER-spezifische Störfälle, wie z. B. der Abriß des Kollektordeckels, sowie bisher noch nicht berücksichtigte Störfälle, wie z. B. ATWS und solche im abgeschalteten Zustand der Anlage, untersucht werden. Des weiteren sind Folgebrüche von Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüchen im Bereich der Durchführung des Containments zu analysieren. Für einige Fälle wie z. B. Reaktivitätsstörfälle und Brüche im Frischdampfsystem sind auch dreidimensionale Kerndynamik-Programme einzusetzen. In den durchzuführenden Störfallanalysen sind systematisch konservative Annahmen für die Randbedingungen wie die Berücksichtigung des Einzelfehlers, des Reparaturfalls, des zweiten Reaktorabschaltsignals usw. zu treffen.

Zur Beherrschung von Lecks vom Primärkreislauf zur Sekundärseite sind auf der Basis durchzuführender Analysen geeignete Störfallprozeduren zu entwickeln.

Es ergibt sich bereits aus den vorliegenden Störfallanalysen, daß die Frischdampf-Abblaseregulventile (BRU-A) und die Druckhalter-Sicherheitsventile für die Beaufschlagung mit Zweiphasengemisch auszulegen sind.

Störfälle in Anlagen der Baulinie WWER-1000 sollten systematisch mit dem Ziel ausgewertet werden, die gut dokumentierten und für eine Code-Qualifizierung ergiebigen Fälle mit fortschrittlichen Störfall-Codes nachzurechnen.

Die radiologischen Auswirkungen beim Bruch einer primärkühlmittelführenden Meßleitung außerhalb des Containments, bei einer Brennstoffkassettenbeschädigung durch Handhabungsfehler und beim 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung bleiben nach eigenen Analysen zum Teil deutlich unter den bundesdeutschen Störfallplanungswerten.

Für den Fall eines Dampferzeugerkollektor-Schadens, z. B. im Deckelbereich, mit dem Austrag von großen Mengen des Primärkühlmittels über die Frischdampf-Abbläseregelventile in die Atmosphäre wurde abgeschätzt, daß die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung die Störfallplanungswerte der Strahlenschutzverordnung überschreiten werden. Diese Störfallgruppe ist daher auch hinsichtlich ihrer radiologischen Auswirkungen zu untersuchen. Unabhängig davon sind konstruktive Maßnahmen zum Leckausschluß bzw. zur Minimierung der Leckquerschnitte im Bereich des Dampferzeugerkollektors vorzusehen.

Das **Containment** des Kraftwerkes Stendal ist wegen der Stahlzellenverbundbauweise ein Prototyp. In seinen Eigenschaften soll es einem Containment in Spannbetonbauweise entsprechen, wie es bei allen anderen WWER-1000-Blöcken verwirklicht ist. Als Auslegungswert wird ein Innendruck von 500 kPa absolut bei einer Temperatur von 150 °C zugrunde gelegt. Die Einhaltung dieses Wertes wurde durch eine GRS-Rechnung zum doppelendigen Abriß einer Hauptumwälzleitung auch bei zusätzlicher Entleerung eines Dampferzeugers und der Berücksichtigung eines Sicherheitszuschlages von 15 % auf den berechneten Überdruck bestätigt.

Differenzdrücke zwischen den Räumen des Containments sowie Strahl- und Reaktionskräfte wurden nicht detailliert untersucht. Die bisher nicht belegte Basissicherheit der Primär- und der Sekundärkreislaufkomponenten sowie die Lastabtragung der Differenzdrücke und der Strahl- und Reaktionskräfte muß nachgewiesen werden.

Die Auslegung des einschaligen Containments gegen Flugzeugabsturz sieht eine Belastung vor, die deutlich geringer ist als in Deutschland vorgeschrieben. Eine Nachrüstung ist praktisch unmöglich.

Die vorgesehene Leckrate beim Auslegungsdruck ist mit 0,1 Vol-% pro Tag kleiner als in Westeuropa üblich. Das Fehlen der in westlichen Reaktoren üblichen Absaugung aus dem Ringraum könnte durch ein zusätzlich zu installierendes Leckabsaugesystem an den Containmentdurchdringungen zum Teil kompensiert werden.

Die **Systeme** der Sicherheitseinrichtungen sind weitgehend räumlich getrennt und mit einer Kapazität von 3 x 100 % ausgelegt. Nur in wenigen Fällen gibt es Ausnahmen. Aus eigenen Rechnungen zur Störfallanalyse ist zu folgern, daß das Havariekühlsystem jedoch einen Kühlmittelverluststörfall nach einem 2F-Bruch in der

Hauptumwälzleitung mit ungünstiger Bruchlage bei gleichzeitigem Auftreten eines Einzelfehlers und eines Reparaturfalles nicht beherrschen kann.

Ein unabhängiges, verbunkertes Notstandssystem mit zusätzlichen Wasservorräten, wie es das bundesdeutsche und auch das neuere sowjetische Regelwerk vorsehen, ist nicht vorhanden. Dieses System ist ebenso zu fordern wie ein Zwischenkühlkreislauf zum nuklearen Nebenkühlwassersystem, der bei Undichtigkeiten im Havariekühler den Austrag von Radioaktivität in die Kühlteiche und damit in die Umgebung verhindert.

Eine wesentliche Schwachstelle sind die drei Ablaufleitungen des Havarieborbehälters, die als einfache Rohrleitungen bis zur Absperrarmatur ausgeführt sind. Bei Undichtigkeit in einer dieser Leitungen geht sowohl die Containmentfunktion verloren, da der Havarieborbehälter Teil des Containments ist, als auch die Wasservorräte für das HD- und das ND-Notkühlsystem und das Gebäudesprühsystem. Durch ein doppelwandiges Rohr mit Leckdetektion und eine Absperrarmatur, die möglichst dicht am Havarieborbehälter anzuordnen ist, könnte eine Verbesserung erreicht werden.

Weitere wesentliche Nachrüstmaßnahmen werden vorgeschlagen:

- Schutzmaßnahmen gegen Bruchstücke und Feuer auf der 29,0-m-Ebene außerhalb des Containments bei der Konzentration der vier Speisewasser- und der vier Frischdampfleitungen sowie der vier Abblaseregelventile (BRU-A)
- Installation von notstromversorgten Absperrventilen vor den Abblaseregelventilen
- Offenhaltung der Erstabsperung in den Einspeiseleitungen des HD- und ND-Notkühlsystems während des Leistungsbetriebes.

Bei der **Leittechnik** wurden Schwachstellen in einem solchen Umfang gefunden, daß vorgeschlagen wird, wie auch beim KKW Temelin vorgesehen, die gesamte Leittechnik gegen eine modernere auszutauschen. Die folgenden Empfehlungen sollten dabei berücksichtigt werden:

- Verbesserung des mangelhaften Regelkonzeptes bei dynamischen Übergangsprozessen (z. B. Xenon-Schwingungen im Kern)

- Einführung der fehlenden Steuerstafahrbegrenzungen
- Einführung einer fehlerselektmeldenden und einzelfehlerfesten Sicherheitsleittechnik und Leittechnik für die sicherheitsrelevanten Systeme
- Qualifikation der Ausrüstungsteile entsprechend internationalen Standards
- Installierung einer Störfallinstrumentierung
- Sicherstellung der Unabhängigkeit der Block- von der Reservewarte
- Austausch des zu langsamen Blockrechners
- Austausch bzw. Ergänzung der Kerninstrumentierung (Kalibrierung der Neutronenflußmessung, Temperaturmessung am Brennstoffkassettenaustritt).

Das Konzept der **Elektrotechnik** wird akzeptiert, allerdings müssen Verbesserungen durchgeführt werden, z.B.:

- Qualitätssicherung bei Kabeln
- Zuverlässigkeit der Schalter
- Selektivität gegen Kurzschluß im Notstromsystem
- Zweiter Netzanschluß als Kabelanschluß
- Qualifikation der Ausrüstungsteile des Notstromsystems entsprechend internationalen Standards.

Anlageninterne **übergreifende Ereignisse** wie Brand, Überflutung und fallende Lasten wurden hinsichtlich konzeptioneller Auslegungsmängel untersucht. Durch räumliche Trennung, Einteilung in Brandabschnitte und Redundanz werden die Anforderungen weitgehend erfüllt, jedoch fehlen oft die analytischen Nachweise.

Wesentliche Verbesserungsvorschläge sind:

- Die Reservewarte ist von der Blockwarte so zu entkoppeln, daß bei einem Brand in der Blockwarte die Funktion der Reservewarte erhalten bleibt.
- Kabel von redundanten Systemen, die nicht zum Sicherheitssystem gehören, sind ebenfalls brandschutztechnisch voneinander zu trennen.

- Ein qualifiziertes Leckageerkennungssystem muß in allen Räumen, in denen sicherheitsrelevante Systeme installiert sind, vorhanden sein.
- Die Anordnung der Reservewarte auf der untersten Ebene (- 4,20 m) sollte aus Gründen der Überflutungsgefahr geändert werden.

Bei der jetzigen Auslegung der Krane und der Brennstoffkassetten-Umlademaschine ergeben sich Beschränkungen bei der Handhabung, die sich jedoch durch Nachrüstungen aufheben lassen.

Die Gefahr des mehrfachen Rohrbruchs durch Rohrschlagen läßt sich nur durch das Leck-vor-Bruch-Konzept begrenzen. Das gilt sowohl für die paarweise aufgestellten Dampferzeuger als auch für die Mehrfachdurchdringungen des Containments auf der 29,0-m-Ebene.

Einwirkungen von außen (EVA) wie Erdbeben und Druckwellenbelastung sowie Überschwemmung sind hinsichtlich der Lastannahmen standortspezifisch zu betrachten. Sie wurden hier nicht detailliert untersucht.

Die nach den bundesdeutschen Regeln zu geringen Lastannahmen beim Flugzeugabsturz wurden bereits unter Containmentauslegung behandelt.

Zu einer Beurteilung der anlagentechnischen Maßnahmen zur Beherrschung der Einwirkungen von außen ist die Vorlage eines EVA-Konzeptes erforderlich. Dieses muß z. B. Listen der EVA-sicheren Einrichtungen und eine Beschreibung der Maßnahmen zur Beherrschung von EVA-Folgeschäden enthalten.

Die Gefahr durch Überschwemmung wird als gering eingeschätzt, da das Kernkraftwerksgelände 10 m über dem mittlerem Elbwasserspiegel liegt.

Die Untersuchungen zum **Strahlenschutz** bei bestimmungsgemäßem Betrieb haben ergeben, daß die Freisetzung in die Umgebung weit unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte liegt. Der radiologische Arbeitsschutz sollte besonders in den folgenden Punkten verbessert werden:

- Die Meßsysteme zur systemtechnischen und dosimetrischen Strahlenschutzüberwachung sind entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu ändern.
- Zur Durchführung von Instandhaltungsarbeiten ist der Einsatz moderner Prüftechnik sowie Fernbedientechnik für strahlenintensive Tätigkeiten zu erhöhen.

Die **Auswertung der Betriebserfahrungen** von anderen Blöcken der Baulinie WWER-1000 hat unter anderem eine große Anzahl von Schwachstellen an bestimmten Komponenten und Systemen aufgezeigt. Dies hat Rückwirkungen auf die grundsätzliche Bewertung von Komponenten und Systemen. Die überwiegende Zahl der GRS-Empfehlungen resultiert aus Störungen auf dem Gebiet der Leittechnik (41), gefolgt von der Maschinenteknik (13) und der Eigenbedarfsversorgung (11). Mängel bei der bautechnischen Ausführung (3) und der Organisation, Qualitätssicherung und Kontrolle (2) treten zahlenmäßig in den Hintergrund.

Für eine **endgültige Beurteilung** von Reaktoranlagen des Typs WWER-1000/W-320 sollten die noch erforderlichen Analysen und Nachweise im Rahmen einer ausführlichen Sicherheitsbewertung möglichst am Beispiel einer in Betrieb befindlichen oder nahezu fertiggestellten Anlage erstellt werden. Teil dieser Untersuchungen sollte vorrangig auch eine Bewertung der Qualitätssicherung in Bezug auf die Projektierung, die Fertigung, die Montage bzw. die Errichtung, die Inbetriebsetzung und den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage sein. Zur Bewertung der sicherheitstechnischen Ausgewogenheit der Anlagenauslegung sollte die Auswertung der Betriebserfahrung verstärkt genutzt werden. Außerdem wird empfohlen, probabilistische Methoden einzusetzen.

9 Summary

The safety assessment of the nuclear power plant Stendal A of the type WWER-1000/W-320 has been performed by GRS on the basis of the current safety guidelines and technical regulations that apply in the Federal Republic of Germany. It largely consists of an evaluation of the design of the plant. The weaknesses perceived have been listed; in some cases possible solutions for upgrading measures are suggested.

The documentation of the Stendal nuclear power plant is incomplete and not always consistent, which reduces the reliability of the findings of the present design evaluation. Important information, for example referring to quality assurance, to the proper functioning of the planned components and piping, to accident analysis or to the concept for controlling external impacts was not available to a sufficient degree. Therefore, the provision of the necessary precautions against possible damages arising from basic design and from operation of the plant could only be verified to a limited extent. In this respect, a final assessment of the concept of the WWER-1000/W-320 can only be made after additional documents have been presented and reviewed.

Despite the insufficient documentation a definite safety assessment could be performed for essential areas. This holds especially for the systems analysis, where the operating experience of other WWER-1000s could be utilized for the assessment of the Stendal plant and for the analysis of loss-of-coolant accidents, where incomplete documentation was supplemented by some calculations performed by GRS. As a result it was stated that although the plant partially meets the requirements of the German regulations, it has considerable weaknesses in the design. In cases where the Stendal plant does not meet the requirements of the German regulations, technical investigations were conducted to explore whether a deficit in terms of safety arises and which measures could possibly be taken to eliminate these deficiencies.

Investigations relating to accident management measures were not performed.

The WWER-1000 plants do not have the advantageous safety-related characteristics of the WWER-440 series as low core power density, large water volume in the primary system, large water volume on the secondary side of the steam generators and the

possibility to isolate main coolant loops. This results in higher safety-related requirements to the components and systems as well as to the operation compared with reactor plants of the WWER-440 series.

The most important results of the safety evaluation are subsequently presented, following the order of the structure of this report.

Referring to the **core design**, modifications are required which refer to the core loading, the control of the core power density as well as to the instrumentation.

The fuel assemblies designed for the three-year-cycle appear to be suited in principle. However, the loading of the core should be optimized by introduction of a low-leakage loading scheme. This requires the use of burnable absorbers like gadolinium in the fuel assemblies. The low-leakage loading at the same time results in a reduction of the neutron irradiation and thus in a reduced neutron induced embrittlement of the reactor pressure vessel wall.

The core power density distribution should be automatically controlled. An automatic insertion limitation has to be provided for the control elements. The operational use of the control elements has to be optimized to avoid the initiation of xenon instabilities.

The instrumentation of the core has to be enhanced as a prerequisite for an effective limit control of the core power density and for an improved power density monitoring. Regular testing of the power distribution detectors should be performed. Furthermore, with a reliable instrumentation, derived values such as low DNBR, can be introduced for reactor scram.

Referring to the **pressurized components**, three problem areas became evident: The neutron induced embrittlement of the reactor pressure vessel wall close to the core, the missing proof of exclusion of component ruptures in the primary and in the secondary systems and damages which occurred during normal operation loads in the cold collectors of the steam generators.

During the assessment of the reactor plant inadequate information was available with respect to the influence of the relatively high nickel content on the neutron embrittlement of the pressure vessel material. Therefore, measures for a long-term

preservation of the present safety reserves, e.g. the use of shielding elements at the edge positions, or low leakage loadings of the reactor core are required until the respective documentation is available. After the examination of the first series of surveillance specimen in the reactor pressure vessel for monitoring the state of the material, a new decision has to be made. Pressure loads in a cold state of the plant have to be excluded by technical measures.

During the design and the manufacturing of the components of the primary and the secondary systems, insufficient measures were provided for excluding a rupture of these components as it is for instance suggested by the "basic safety" concept. This holds especially for the selected combination of materials in the secondary circuit. Here, the conditioning of the circulating water is restricted such that pit corrosion with subsequent stress corrosion cracking of the steam generator heater tubes and erosion corrosion of low-alloy steels cannot be avoided at the same time. Due to the physically close arrangement of the main steam and main feedwater lines in the penetration zone through the containment, subsequent ruptures of pipes cannot be excluded after the rupture of one single pipe.

All in all, 36 steam generators had to be replaced until the end of the year 1991 in nuclear power plants of WWER-1000 design. Cracks with a total length of more than 1 m have developed in the cold collector of the steam generators between the SG-tubes which are all fixed to the collector by an explosion technique. The failures occurred under operational conditions. So far, no solution for the problem could be found by modification of the manufacturing technology. In-depth analyses are required here, since the rupture of a collector can have significant radiological consequences.

Investigations are necessary to clarify the possible consequences of a complete failure of the collector on the integrity of the steam generator shell and on the containment, respectively.

The quality of the available **accident analyses** is insufficient. For instance, initial and boundary conditions which are not further described, outdated nuclear data and outdated actuation signals for the actuation of the reactor scram and of the safety system are frequently used. In numerous cases the simulation time of accident calculations is too short.

It is generally recommended to repeat the entire accident analysis for nuclear power plants of WWER-1000 design as a part of an up-dated safety analysis report with state-of-the-art computer codes using actual data for the reactor core, the reactor protection system and the process engineering subsystems of the safety system. In addition, accidents have to be investigated that are either specific to WWER plants, e.g. the rupture of the head of the steam generator collector, or accidents which have not been considered so far, e.g. ATWS, and accidents from plant shut down conditions. Furthermore, main steam or feedwater line ruptures subsequent to initiating steam or feedwater line ruptures in the vicinity of the penetration through the containment have to be analyzed. For some cases, e.g. reactivity accidents and ruptures in the main steam system, three-dimensional core dynamics codes have to be used. In the accident analyses to be performed, conservative assumptions have to be used systematically for the boundary conditions, e.g. the single failure criterion, the repair case, the second reactor scram signal etc.

To cope with leaks from the primary circuit to the secondary side, suitable accident procedures have to be developed on the basis of specific accident analyses still to be performed.

It can already be concluded from the available accident analyses that the main steam relief valves (BRU-A) and the pressurizer safety valves have to be upgraded for the impact of two-phase mixtures.

Incidents and accidents in WWER-1000 plants should be systematically evaluated with the aim to recalculate with advanced accident codes those cases which are well documented and which are well suited for code qualification.

According to GRS-analyses, the radiological consequences of the rupture of a primary circuit instrumentation line outside the containment, of a damage to a fuel assembly caused by inadequate handling or of a double-ended rupture of a main coolant line are for some cases significantly below the accident planning levels in the Federal Republic of Germany. In the case of a steam generator collector damage, e.g. in the collector head area, which leads to discharge of large amounts of primary coolant through main steam relief valves to the atmosphere, it was estimated that the radiological consequences to the environment will exceed the accident planning levels of the Radiological Protection Ordinance. Therefore, this group of accidents also has

to be analyzed with respect to radiological consequences. Furthermore, hard-ware measures have to be provided to exclude leaks or to minimize leak cross-sections at the collector head of the steam generators.

Because of its steel-cellular-composite design, the **containment** of the nuclear power plant Stendal is a prototype. Its characteristics are supposed to correspond to a containment of the prestressed concrete construction type, as realized in all other WWER-1000 units. The design pressure is 500 kPa at a temperature of 150 °C. These values have been affirmed by a calculation performed by GRS for the double-ended break of a main coolant line, additionally including the secondary inventory of one steam generator and considering a safety margin of 15 % on the calculated excess pressure.

Differential pressures between the compartments of the containment, as well as jet and reaction forces were not examined in detail. The basic safety of the primary and secondary system components - which has not been documented so far - has to be proven as well as the capability of the containment to withstand the differential pressures and the jet and reaction forces.

The design load for the single shell containment with respect to airplane crash is considerably lower than the load specified in Germany. Backfitting is practically impossible.

The designed leakage rate of 0.1 Vol.% per day at design pressure is smaller than the common practice in Western Europe. The lack of suction from the containment annulus, which is common practice in Western reactors, could partly be compensated by an additional leakage suction system to be installed at the containment penetrations.

The engineered safeguards **systems** are physically separated to a large extent. They have a design capacity of 3 x 100 %. There are only few exceptions. However, it can be concluded from GRS-calculations that the emergency core cooling system cannot cope with a loss-of-coolant accident after a double-ended break in a main coolant line with unfavourable break location and a simultaneous occurrence of a single failure with a repair case.

An independent, sheltered emergency system with additional water supply, as demanded by the German and also by the more recent Soviet regulations, is not existing. This system must be demanded. In addition, a component cooling system to the nuclear service water system must be demanded in order to avoid the release of radioactivity into the cooling ponds and thus to the environment, if the emergency cooler is leaking.

An essential weakness is the design of the three drain pipes of the emergency boric acid storage tank as simple pipes up to the isolating valves. If one of these pipes is leaking, the containment function is lost since the emergency boric acid storage tank is a part of the containment. Furthermore, the water supply is endangered for the high pressure and the low pressure emergency core cooling system and the spray system of the building. An improvement could be achieved by double-walled pipes with leak detection and isolation valves, which would have to be positioned as close as possible to the emergency boric acid storage tank.

In addition, the following essential backfitting measures are proposed:

- protective measures against missiles and fire at the 29.0 m level outside the containment in the area of the main feedwater and main steam lines as well as the main steam relief valves (BRU-A),
- installation of isolation valves (with an emergency power supply) upstream of the main steam relief valves to the atmosphere,
- keeping open the first isolation valves in the high pressure and low pressure injection lines of the emergency core cooling system during power operation.

Referring to **instrumentation and control (I&C)**, weaknesses have been detected to such an extent that it is recommended, as planned for the nuclear power plant Temelin, to replace the entire I&C system by a modern one. In this context the following recommendations should be considered:

- improvement of the insufficient control concept for dynamic transient processes (e.g. xenon instabilities in the reactor core),
- introduction of the missing control rod insertion limitations,

- introduction of a single-failure-proof and fault-self-revealing I&C for the safety system and for safety-related systems,
- qualification of the equipment according to international standards,
- installation of an accident instrumentation,
- ensuring the independence of the the emergency control room from the main control room,
- replacement of the online computer system which is too slow,
- replacement or upgrading of the core instrumentation (calibration of the neutron flux measurement, temperature measurement at the fuel assembly exit).

The concept of **electrical engineering** is accepted; however, the following improvements have to be performed, e.g. relating to

- quality assurance of cables,
- reliability of the circuit breakers,
- selectivity against short circuit in the emergency power system,
- additional connection to the grid by underground cable,
- qualification of the equipment of the emergency power system according to international standards.

Internal hazards like fire, flooding and crash of heavy loads have been analyzed with respect to conceptual deficiencies of their design. The requirements are fulfilled to a large extent by physical separation, by division into fire zones and by redundancy; however, analytical proof is frequently lacking.

Essential recommendations for improvements are:

- the emergency control room has to be separated from the main control room in a way that ensures its operability in the case of a fire in the main control room,
- cables of redundant systems which do not belong to the safety system must also be physically separated for fire protection reasons,

- a qualified leak detection system has to be provided for all rooms where safety-related systems are installed,
- the location of the emergency control room at the lowest level (-4.20 m) should be changed because of the flooding risk.

The current design of the cranes and of the fuel assembly reloading machine leads to handling restrictions which, however, can be suspended by backfitting measures.

The risk of a multiple pipe rupture resulting from pipe whip can only be limited by the leak-before-break concept. This applies to the steam generators installed in pairs as well as to the multiple penetrations through the containment at the 29.0 m level.

External impacts like earthquakes and blast wave loads as well as flooding have to be analyzed site-specific with respect to the design loads. They were not investigated here in detail.

The design loads for aircraft crash - which are insufficient according to the German regulations - have already been dealt with in the paragraph relating to the containment design.

A concept on external impacts has to be presented for assessment. This concept should comprise e.g. lists of the external-impact-safe facilities and a description of the measures to cope with damages following external impacts.

As the site of the nuclear power plant is 10 m above the average water level of the River Elbe, the flooding risk is assessed to be relatively low.

The investigations referring to **radiation protection** during normal operation showed that in accordance with the regulations, the release to the environment is far below the legal limits. The radiological protection of the staff should be improved especially in the following respect:

- the measurement systems for technological and dosimetric radiation protection control have to be upgraded in accordance with the-state-of-the-art,
- the use of modern testing and remote control technology for radiation intensive activities has to be extended during maintenance work.

The evaluation of the **operating experience** of other WWER-1000 units showed a large number of weaknesses of certain components and systems. These findings have retroactive effects on the general assessment of components and systems. The main proportion of the GRS recommendations results from disturbances in instrumentation and control (41), followed by mechanical systems (13) and the house load power supply (11). Deficiencies in structural engineering (3) and in organisation, quality assurance and supervision (2) are of a minor importance because their low frequency of occurrence.

The analyses which in addition are necessary for a **final evaluation** of reactors of the type WWER-1000/W-320 should be provided in the context of a comprehensive safety assessment of a plant which is already in operation or almost completed. A predominant part of these investigations should also be the quality assurance with regard to the project phase, the manufacturing, the construction and installation, as well as to the start-up and the operation of the plant according to the regulations. To assess whether the safety design of the plant is well-balanced, more use should be made of the evaluation of the operation experience. In addition, it is recommended to make use of probabilistic methods.

9 Резюме

Оценка безопасности АЭС Стендаль, блока А типа ВВЭР-1000 была проведена по поручению федерального управления по радиационной безопасности (BFS) на основе действующих в ФРГ руководящих указаний по безопасности и технических норм. Она распространяется главным образом на оценку концепции установки. В ней приводятся выявленные уязвимые места и частично предлагаются возможные решения с помощью модернизации.

Существующая документация по АЭС Стендаль некомплектна и частично противоречива. Таким образом это снижает ценность выводов, полученных в рамках оценки концепции. Важная информация такая, как например по контролю качества, по работоспособности предусмотренного оборудования и трубопроводов, по анализам аварийных ситуаций или по концепции защиты против внешнего воздействия была представлена в недостаточном объеме. В связи с этим проверку гарантий по обеспечению безопасной эксплуатации АЭС можно проверить только с ограничениями. Таким образом окончательные выводы по концепции ВВЭР-1000/В-320 могут быть сделаны только после представления и проверки дополнительной документации.

Несмотря на недостаточный объем документации была проведена однозначная оценка безопасности отдельных участков установки. Это особенно касается системного анализа, где были использованы и результаты опыта эксплуатации других установок типа ВВЭР-1000, и анализа аварийных ситуаций, где недостаточные документации, в некоторых случаях, были дополнены собственными расчетами. В результате было установлено, что эта установка хотя частично удовлетворяет требованиям регламентов ФРГ, с другой стороны в ней имеются принципиально слабые места. В тех случаях, когда установка Стендаль не удовлетворяла требованиям регламентов ФРГ, были проведены инженерные исследования с целью, возникает ли в этом случае дефицит по обеспечению безопасности и какие эквивалентные меры возможны в этом случае.

Не были проведены исследования по мерам по устранению последствий аварий.

Положительные качества присущие ВВЭР-440, такие как например: низкое энерговыделение в активной зоне, большой водный объем в первом контуре, большие резервы воды во втором контуре парогенераторов и отсекаемость петель главного циркуляционного контура, они недействительны для установок ВВЭР-1000. Поэтому для компонентов, систем и эксплуатации реакторных установок ставятся более высокие требования по обеспечению безопасности по сравнению с установками типа ВВЭР-440.

Ниже приведены важнейшие результаты оценки безопасности том же порядке, как и в оглавлении.

При разработке активной зоны нужно будет выполнить некоторые изменения в отношении загрузки, управления мощностью и распределением энерговыделения, а также приборного обеспечения.

Трехлетний цикл топливной загрузки признается принципиально пригодным. Загрузку нужно будет оптимизировать с помощью загрузки с малой утечкой нейтронов. Это требует применения выгораемых поглотителей из гадолиния в топливных сборках. Загрузка с малой утечкой ведёт одновременно к снижению нейтронного облучения и таким образом меньшему охрупчиванию стенок корпуса реактора.

Управление распределением энерговыделения в активной зоне необходимо автоматизировать. Для управляющих элементов нужно предусмотреть автоматическое ограничение по вводу в зону. Режим работы регулирования управляющими элементами нужно организовать таким образом, чтобы избежать возникновения ксеноновых колебаний.

В качестве предпосылки для эффективного ограничения плотности нейтронного потока в активной зоне и его контроля нужно улучшить приборное обеспечение контроля активной зоны. Нужно предусмотреть регулярную проверку детекторов распределения нейтронного потока в активной зоне. При использовании надёжной техники возможно использование производных параметров для аварийной защиты реактора, таких как например запас до кризиса кипения.

Для **оборудования** находящегося под давлением выявлены три проблемные области:

охрупчивание стенок корпуса реактора со стороны активной зоны в результате нейтронного облучения;
отсутствия доказательства исключения разрывов на оборудовании первого и второго контура;
повреждения "холодного" коллектора парогенератора при нормальной эксплуатации.

Во время проведения оценки реакторной установки не имелось достаточной информации по влиянию сравнительно высокого содержания никеля на охрупчивание материала корпуса реактора. Поэтому нужно до получения соответствующей документации реализовать мероприятия по долгосрочному сохранению существующих резервов по обеспечению безопасности, такие как например: использование экранирующих кассет на краю активной зоны и реализация загрузки с малой утечкой. После исследования первой серии образцов для контроля охрупчивания материала корпуса реактора вынести соответствующее

решение. Исключить нагрузки давлением в холодном состоянии с помощью технических мер.

При проектировке и изготовлении компонентов первого и второго контура не были предусмотрены в достаточной мере мероприятия, которые бы исключали разрывы этих компонентов, как это предлагается в концепции "базисной безопасности". Это относится к комбинациям материалов во втором контуре. Здесь ставятся сложные условия по поддержанию водного режима в контуре, так что язвенная коррозия и последующая коррозия в виде трещин трубчатки парогенераторов и эрозивная коррозия низколегированных сталей не могут одновременно исключаться. Концентрация трубопроводов свежего пара и питательной воды в районе проходок из защитной оболочки может привести при повреждении даже одного трубопровода к тяжелым последствиям.

До конца 1991 г. на АЭС с ВВЭР-1000 должна быть проведена замена 36 парогенераторов. В результате нормальных эксплуатационных нагрузок возникли трещины длиной более 1 метра на холодных коллекторах парогенераторов в области между запрессованными трубками. До сих пор эта проблема не могла быть решена на основе изменения технологии изготовления. Следует провести углубленные исследования, вследствие возможного радиологического воздействия на окружающую среду в случае разрыва коллектора.

Необходимо провести исследования по выяснению возможного влияния полного отказа коллектора на целостность корпуса парогенератора и в отрицательном случае - контейнента.

Качество представленных анализов безопасности является недостаточным. В них часто были использованы не четко определенные исходные и граничные условия, устаревшие нейтронно-физические характеристики, устаревшие сигналы по срабатыванию аварийной защиты и системы безопасности. Для многих случаев расчёта аварийных процессов длительность симуляции их была слишком короткой.

Поэтому рекомендуется провести снова весь анализ безопасности АЭС типа ВВЭР-1000 заново, в качестве актуализированной части отчёта безопасности, с помощью современных верифицированных расчётных программ с использованием актуализированных данных по активной зоне, по аварийной защите и системам обеспечения безопасности. При этом должны быть исследованы аварийные ситуации специфичные для реакторов типа ВВЭР, как например отрыв крышки коллектора и такие, как например ATWS-аварии с отказом аварийной защиты реактора и аварийные ситуации для отключенного реактора. Кроме этого нужно проанализировать вторичные разрывы трубопроводов, как последствия разрывов трубопроводов свежего пара и питательной воды в районе проходок из защитной оболочки. Для некоторых случаев, таких как например: аварии связанные с реактивностью и разрывы в системе свежего пара рекомендуется использование трехмерных расчётных программ по динамике активной зоны. При проводимых анализах нужно систематически применять консервативные предположения для

таких граничных условий, как учёт единичной ошибки, ремонта, второго сигнала по отключению реактора и т.д.

Для освоения течи из первого во второй контур следует разработать соответствующие меры по устранению аварии на основе проводимых анализов. Из представленных анализов уже сейчас видно, что клапаны БРУ-А и предохранительные клапаны компенсатора давления должны проектироваться с учетом влияния двухфазной смеси.

Аварийные ситуации происшедшие на установках типа ВВЭР-1000 должны систематически исследоваться с целью хорошего документирования и для последующего расчёта аварийных процессов на базе современного кода, которые могут быть использованы для улучшения кода.

Радиологическое воздействие на окружающую среду при разрыве измерительного трубопровода с водой первого контура вне защитной оболочки, при повреждении топливной кассеты при манипуляции с ней и при двухстороннем разрыве трубопровода главного циркуляционного контура находится, по собственному анализу, частично значительно ниже проектных значений ФРГ для аварий. Для случая повреждения коллектора парогенератора, как например в области крышки коллектора, была проведена оценка выброса среды первого контура через сбросные клапаны свежего пара в атмосферу, при которой радиологическое воздействие на окружающую среду превышает проектные значения регламента по радиационной защите. Для этой группы аварий нужно провести исследования в отношении влияния на окружающую среду. Независимо от этого следует предусмотреть меры по исключению течи или минимизации сечения течи в части коллектора парогенератора.

Контейнемент (защитная оболочка) АЭС Стендаль является прототипом вследствие конструкционного исполнения в виде стальных секций. Его свойства должны соответствовать контейнементу из напряженного железобетона, как это было выполнено на всех других блоках с ВВЭР-1000. В качестве проектного значения было принято давление 500 кПа (абс.) при температуре 150 град. С. Соблюдение этого значения подтверждается расчётом GRS для двухстороннего разрыва трубопровода главного циркуляционного контура при дополнительном опрожнении парогенератора и учёта фактора по запасу в 15% для рассчитанного избыточного давления.

Не было проведено тщательное исследование разности давлений в помещениях контейнемента, а также струйных и реактивных сил. До сих пор недоказанная базисная безопасность оборудования первого и второго контура должна быть доказана, а также компенсации возникающей нагрузки на основе перепадов давлений струйных и реактивных сил.

Проектное решение контейнеента с защитой против падения самолёта в виде одной защитной оболочки предусматривает нагрузку, которая составляет, примерно, только половину значения, которое предписывается в Германии. Дооснащение в этом случае практически не возможно.

Предусмотренные протечки при расчётном давлении величиной 0,1% объёма в день меньше, чем обычно в Западной Европе. Отсутствие отсосов из кольцевого помещения, как это принято для западных реакторов, можно частично компенсировать с помощью дополнительной системы отсоса протечек на проходках в контейнеенте.

Системы устройств обеспечения безопасности расположены значительным образом в отдельных помещениях и разработаны с резервированием 3*100%. Только в некоторых случаях существуют исключения. Исходя из собственных расчетов по анализу безопасности следует, что аварийная система охлаждения не осваивает аварию с двухсторонним разрывом трубопровода главного циркуляционного контура с неблагоприятным местом разрыва, одновременной единичной ошибкой и случаем ремонта.

Установка не имеет независимой аварийной системы бункерного исполнения с дополнительными запасами воды, как это требуется нормами ФРГ и также новыми советскими нормами. Кроме того требуется промежуточный контур охлаждения для системы технической воды, который бы исключал возможность выноса радиоактивности в пруды-охладители и таким образом в окружающую среду при повреждениях теплообменника аварийного расхолаживания.

Важным слабым звеном являются трубопроводы подачи из баков аварийного запаса бора, которые выполнены в виде обычных трубопроводов до отсечной арматуры. При разуплотнении этих трубопроводов теряется функция контейнеента, так как бак аварийного запаса бора является сам частью контейнеента, так и потеря запасов воды для аварийных систем высокого и низкого давления и спринклерной системы. Улучшение ситуации может быть достигнуто с помощью двойной трубы с индикацией течи и отсечной арматурой, которая устанавливается в непосредственной близости от бака аварийного запаса.

Предлагаются дополнительные существенные меры по модернизации:

- Защитные мероприятия против обломков и пожара на отметке 29,0 м., вне контейнеента в том месте, где сконцентрированы 4 трубопровода питательной и 4 трубопровода свежего пара, а также 4 сбросных клапана БРУ-А;
- Запорную арматуру с надёжным электропитанием перед регулирующими клапанами сброса пара;
- Открытое состояние первых отсечных арматур в трубопроводах подачи от систем высокого и низкого давления во время работы на мощности.

В технике автоматического управления и контроля было найдено много слабых мест и таким образом предлагается чтобы, как и случае АЭС Темелин, эта техника была полностью заменена на более современную. При этом должны быть учтены следующие рекомендации:

- Улучшение концепции регулирования при переходных процессах (например ксеноновые колебания активной зоны);
- Введение отсутствующих ограничений по перемещению регулирующих стержней;
- Реализация техники управления и контроля для систем безопасности устойчивой против единичной ошибки и с самоиндикацией помехи и автоматики для систем важных с точки зрения обеспечения безопасности;
- Квалифицирование оборудования согласно международным стандартам;
- Установка приборов регистрации параметров во время аварии;
- Реализация независимости блочного и резервного щита управления;
- Замена медленной блочной ЭВМ;
- Замена или дополнение приборного обеспечения контроля активной зоны (калибрация измерений нейтронного потока, измерение температуры на выходе из кассет).

Концепция электротехники является приемлемой, но должны быть выполнены некоторые изменения, как например:

- Гарантия качества кабелей;
- Надёжность переключателей;
- Селективность в случае короткого замыкания в системе надёжного питания;
- Второе подключение к сети в виде кабельного соединения;
- Квалификация оборудования системы надёжного электропитания в соответствии с международными стандартами.

Было произведено исследование событий внутри установки, таких как пожар, затопление и падение груза, которые пересекают границы систем, в отношении недостатков проектного решения. Поставленные требования большей частью выполняются на основе разделения по помещениям, разделения на пожаростойкие

участки и разделения редундантного оборудования, но при этом часто отсутствуют аналитические доказательства.

Ниже приводятся существенные рекомендации по уязвимым местам:

- Резервный щит нужно отделить от блочного щита управления таким образом, чтобы при пожаре на блочном щите, функция резервного щита оставалась незатронутой;
- Кабели редундантных систем, которые не относятся к аварийным системам, следует тоже разделить с точки зрения пожарной безопасности;
- Во всех помещениях с системами важными с точки зрения безопасности должна быть установлена высококачественная система опознания течи;
- Расположение резервного щита управления на нижней отметке (-4,20 м.) должно быть заново продумано из-за опасности затопления.

Существующее проектное решение кранов и перегрузочной машины ведёт к ограничениям при их применении, которые можно устранить с помощью модернизации.

Опасность многократных разрывов трубопроводов вызванных ударами труб можно ограничить только на основе концепции "течь перед разрывом". Это действительно как для парогенераторов установленных парами, так и для многократных проходок через защитную оболочку отметке 29,0 м.

Внешние воздействия такие, как землетрясения, ударная волна и наводнение, должны рассматриваться в отношении возникающих нагрузок специфически в зависимости от местоположения. Здесь они не были тщательно исследованы.

Слишком малая нагрузка, исходя из соответствующих норм ФРГ, на защитную оболочку в результате падения самолёта уже была обсуждена выше.

Для оценки технических мер против внешнего воздействия требуется соответствующая концепция. Она должна содержать например: перечень устройств устойчивых против внешнего воздействия и описание мер по устранению последствий его.

Опасность затопления оценивается, как незначительная, так как площадка АЭС находится на 10 м. выше среднего уровня Эльбы.

Исследования по радиационной защите при нормальной эксплуатации привели к выводу, что выбросы в окружающую среду находятся значительно ниже граничных значений, предписанных законом. Радиационная техника безопасности должна быть улучшена особенно по следующим пунктам:

- Нужно изменить измерительные системы радиационного и дозиметрического контроля в соответствии с современными требованиями науки и техники;
- Для проведения ревизий и ремонтных работ нужно увеличить объём применения современной техники контроля и дистанционных манипуляторов при работах связанных с ионизационным облучением.

Обработка результатов опыта эксплуатации других блоков типа ВВЭР-1000 указала наряду с другим большое число недостатков определенных оборудований и систем. Эти факты оказали влияние на принципиальную оценку оборудований и систем. Большая часть рекомендаций GRS следует из неполадок в части техники управления и контроля (41), за ними следуют неполадки машинной техники(13) и системы собственных нужд (11). Недостатки по строительной части(3) и организационного порядка, контроля и гарантии качества (2) играют численно незначительную роль.

Считается целесообразным провести необходимые анализы и доказательства для окончательной оценки реакторных установок ВВЭР-1000 в рамках тщательной оценки безопасности, по возможности, на примере работающей или почти готовой к пуску установки. Часть этих исследований должна провести оценку контроля качества в отношении проектирования, изготовления, монтажа и сооружения, пуско-наладочных работ и эксплуатации установки. Для проверки проектного решения обеспечения безопасности установки должен быть усиленно использован опыт эксплуатации. Кроме того рекомендуется привлечь вероятностные анализы безопасности.

10 Empfehlungen

Wesentliche Empfehlungen sind mit * gekennzeichnet.

Empfehlungen zu Kapitel 2: Beschreibung des Kernkraftwerks

- E 2.7-1* Es wird empfohlen, ein durchgängiges Gebäude- und Anlagenkonzept zur Beherrschung der Störfälle durch Einwirkungen von außen zu erarbeiten.
- E 2.7-2* Es ist nachzuweisen, daß die Sicherheitseinrichtungen im Reaktorgebäude bei einem Flugzeugabsturz infolge induzierter Erschütterungen nicht unzulässig beschädigt werden.

Empfehlungen zu Kapitel 4: Kernausslegung und druckführende Komponenten

- E 4.1-1 Für die Auslegung mit einem 3-Jahreseinsatz der Brennstoffkassetten ist ein vollständiger Auslegungsbericht zu erstellen.
- E 4.1-2* Für die Kernbeladestrategie wird eine Low-Leakage-Beladung empfohlen.
- E 4.1-3* Für die zulässige Steuerelement-Einfahrtiefe ist eine Begrenzung vorzusehen.
- E 4.1-4 Für alle zulässigen Betriebszustände ist nachzuweisen, daß die Abschaltung auch bei Ausfall des wirksamsten Steuerelementes zu einer Unterkritikalität von mindestens 1 % führt, bis die Unterkritikalität durch die Vergiftungssysteme gewährleistet wird.
- E 4.1-5 Teillange Steuerelemente sollen nicht zum Einsatz kommen.
- E 4.1-6* Die Leistungsdichteverteilungsregelung einschließlich der Xenonregelung ist zu automatisieren.
- E 4.1-7 Für die Boreinspeisesysteme ist in ihrer Funktion als zweites Abschaltssystem nachzuweisen, daß der Reaktorkern auch bei Annahme eines Einzelfehlers ausreichend unterkritisch gemacht werden kann.

- E 4.1-8 Für das zweite Abschaltssystem ist bei Überwachung des Neutronenflusses und der Absorberkonzentration rechnerisch eine Abschaltreaktivität von 1 %, ohne die Überwachungsmaßnahmen von 5 % nachzuweisen.
- E 4.1-9 Die Betriebserfahrung für das System zur Messung der Leistungsdichteverteilung ist auszuwerten.
- E 4.1-10* Das Konzept der Kern-Inneninstrumentierung sollte überprüft werden, um die fest installierten Leistungsverteilungsdetektoren durch ein zusätzliches System zur Eichung und Überprüfung zu ergänzen (vergleiche E 6.4-5).
- E 4.1-11* Die Kern-Inneninstrumentierung sollte nicht allein zur Überwachung der Leistungsverteilung eingesetzt werden, sondern durch Verbindung mit dem Steuerelementregelsystem zu einem automatischen Leistungsbegrenzungssystem erweitert werden.
- E 4.1-12* Die bestimmende Transiente für die Festlegung der minimal zulässigen DNB-Werte, der vollständige Ausfall der Hauptumwälzpumpen oder der Einzelausfall einer Hauptumwälzpumpe sind unter Berücksichtigung der möglichen ungünstigsten Ausgangsbedingungen zu untersuchen.
- E 4.1-13 Die experimentelle Grundlage zur Aufstellung der DNB-Korrelation ist bezüglich der Genauigkeit und dem Gültigkeitsbereich der DNB-Korrelation zu dokumentieren.
- E 4.1-14* Es ist zu prüfen, ob ein System zur Leistungsdichtebegrenzung einschließlich DNB-Signal zur Reaktorschnellabschaltung, abgeleitet von der Kerninstrumentierung, aus sicherheitstechnischen Gründen notwendig ist.
- E 4.1-15 Die verwendeten Grundwerkstoffe und die Schweißzusatzwerkstoffe sind entsprechend ihren Materialspezifikationen insbesondere hinsichtlich ihres Kohlenstoffgehalts unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung zu bewerten.

- E 4.1-16 Die Berechnungen zum Nachweis der Festigkeit der Reaktor-druckgefäßeinbauten für Betriebs- und Störfallbedingungen sind zu überprüfen.
- E 4.1-17 Die Betriebserfahrung für die Brennstoffkassetten einschließlich der Ursachen für aufgetretene Brennstabschäden sind zusammenzustellen.
- E 4.1-18 Die bestehenden Unterschiede zwischen ZrNb1 und Zirkaloy sind unter Berücksichtigung der Störfallbelastungen zu bewerten.
- E 4.1-19 Es ist nachzuweisen, daß die Kernbauteile unter Berücksichtigung der Betriebsweise den Belastungen des Normalbetriebes während der gesamten Einsatzzeit standhalten.
- E 4.1-20 Es ist nachzuweisen, daß die Kernbauteile so ausgelegt sind, daß die durch die Kernnotkühlung entsprechend RSK-Leitlinie 22.1 vorgegebenen Auslegungsgrenzen (z. B. maximale Brennstabhüllentemperatur kleiner 1200 °C) unter Störfallbedingungen eingehalten werden können.
- E 4.2-1* Der Einfluß der integralen Neutronenfluenz und des Nickelgehaltes im Grundwerkstoff und im Schweißgut des Reaktor-druckgefäßes sowie der Neutronenflußdichte auf die Empfindlichkeit gegen Neutronenversprödung sind zu untersuchen.
- E 4.2-2* Zur Rißanfälligkeit des Übergangsbereiches Grundwerkstoff-Plattierung im Wurzelbereich der Montagenähte der Hauptumwälzleitungen sind vertiefende Prüfungen notwendig.
- E 4.2-3 Unterlagen zur Erprobung und Qualifikation des Werkstoffes 06Ch12N3BL für das Unterteil der Hauptumwälzpumpen sind zur Bewertung vorzulegen.
- E 4.2-4 Es wird empfohlen, Festigkeitsberechnungen der Komponenten mit den zugehörigen Lebensdaueranalysen für Lasten aus betrieblichen Transienten und Störfällen einschließlich der Erschütterungen aus Erdbeben, Flugzeugabsturz und Druckwellen vorzulegen.

- E 4.2-5 Die Anwendbarkeit der Ultraschallprüfung bei den Komponenten des Primärkreislaufs ist zu untersuchen. Insbesondere ist die Anzahl der bestehenden Einschränkungen für Prüfungen mit zerstörungsfreien Methoden durch Optimierung der Bedingungen am Prüfort (z. B. Ebenschleifen von Schweißnahtüberhöhungen) und verbesserte Prüftechnologien zu verringern. Für den Fall, daß auch angepaßte Prüftechniken keine hinreichende Fehlernachweisempfindlichkeit ergeben, sind Konstruktionsänderungen angezeigt.
- E 4.2-6 Zur Bewertung der Schweißnähte im Bereich der Stutzenschüsse und des Deckels des Reaktordruckgefäßes ist wegen der bestehenden Einschränkungen der Ultraschallprüfbarkeit eine Auswertung der Fertigungsdokumentation erforderlich.
- E 4.2-7* Für die Stutzen und das Lochfeld des Deckels des Reaktordruckgefäßes muß ein Prüfkonzept erstellt werden. Dabei sind Herstellungsform und Montageart der Stutzen zu berücksichtigen.
- E 4.2-8 Es ist für das Stutzenfeld des Deckels des Reaktordruckgefäßes ein zur Lokalisierung von Leckagen geeignetes Leckkontrollsystem zu installieren.
- E 4.2-9 Für die Siederohre ist ein Prüfkonzept für wiederkehrende Prüfungen auf der Basis der Wirbelstromprüftechnik auszuarbeiten, das auch in der Lage ist, an den Bogenbereichen etwaige betriebsbedingte Schäden rechtzeitig zu erkennen.
- E 4.2-10 Es sind Eintragsmöglichkeiten von Verunreinigungen in den Primärkreislauf zu analysieren und bestehende Möglichkeiten durch technische Maßnahmen (z. B. Einbau von Harzfängern) zu beseitigen.
- E 4.2-11 Zur Überwachung der chemischen Parameter im Primärkreislauf und im Zuspaisystem sowie im Sekundärkreislauf sind automatische Meßsysteme zu installieren.

- E 4.2-12* Das Werkstoffkonzept des Sekundärkreislaufes ist insgesamt mit dem Ziel zu überarbeiten, durch verbesserte wasserchemische Bedingungen lokale Korrosion an den Dampferzeugerheizrohren und Erosionskorrosion im Kondensat- und Speisewasserbereich zu vermeiden.
- E 4.2-13* Nach dem gegenwärtigen Kenntnisstand (Werkstoffspezifikation, Unterlagen zur Montage und Trassierung) können am Frischdampf-, am Speisewasser- und am Havariespeisewassersystem außerhalb des Containments ein Bruch und auch Folgeschäden nicht ausgeschlossen werden. Diese Ereignisse sind in die Störfallanalysen einzubeziehen.
- E 4.2-14 Bis zum Vorliegen eines Statusberichtes zur Neutronenversprödung des Reaktordruckgefäß-Werkstoffes sind zur Aufrechterhaltung eines hohen Sicherheitsabstandes gegen Sprödbruch des Reaktordruckgefäßes auf den Randpositionen der Spaltzone Abschirmkassetten einzusetzen.
- E 4.2-15* Die Aussagekraft von Prüfergebnissen an Einhängeproben im Reaktordruckgefäß ist hinsichtlich des Einflusses der Neutronenflußdichte und der Bestrahlungstemperatur zu überprüfen.
- E 4.2-16* Es sind administrative Maßnahmen und technische Einrichtungen zur Vermeidung kalter Druckauflastungen des Primärkreislaufes zu untersuchen und gegebenenfalls einzuführen.
- E 4.2-17* Es ist erforderlich, verfügbare Prüftechniken an die jeweilige Prüfaufgabe am Reaktordruckgefäß anzupassen und verbleibende Prüfeinschränkungen sicherheitstechnisch zu bewerten.
- E 4.2-18* Die Kenntnisse über den Schadensmechanismus, der zu Rißbildungen an den Lochleibungen und Leckagen an den kalten Dampferzeugerkollektoren führt, sind zu vertiefen. Es sind Maßnahmen zur Vermeidung dieser Schäden auszuarbeiten und durchzuführen. Begleitend ist ein zerstörungsfreies Prüfverfahren zur Früherkennung der Anrisse zu ertüchtigen. Der Einfluß dieser Anrisse auf die Integrität der Kollektoren ist zu analysieren.

- E 4.2-19* Die Auswirkungen auf den Dampferzeugermantel beim Versagen des Dampferzeugerkollektors mit einer schnellen Druckentlastung des Primärkreislaufs sind zu untersuchen. Ebenso sind gegebenenfalls Einwirkungen auf benachbarte Dampferzeuger durch Strahl- und Reaktionskräfte sowie die Auswirkungen auf die Integrität des Containments zu analysieren.

- E 4.2-20 Eine statische Berechnung des Rohrleitungssystems der Hauptumwälzleitungen ist zur Bewertung von Spannungsniveau und Spannungsspitzen vorzulegen.

- E 4.2-21 Es sind Nachweise zur Eignung der Komponenten- bzw. Rohrleitungsunterstützungen als Ausschlagbegrenzer im Falle von Rohrleitungsbrüchen vorzulegen.

Empfehlungen zu Kapitel 5: Störfallanalyse

- E 5.1-1 Es wird empfohlen, eine Analyse zum Leck am Reaktordruckgefäß unterhalb der Reaktorkernoberkante von 20 cm² entsprechend RSK-Leitlinie 21.1 (3) im Hinblick auf die Auslegung des Havariekühlsystems durchzuführen.

- E 5.1-2 Es wird empfohlen, bei Leckstörfällen ein frühzeitiges Abfahren der Sekundärseite durch geeignete automatisch wirkende Kriterien in Betracht zu ziehen, insbesondere um die Wasserreserven des Havariekühlsystems besser nutzen zu können.

- E 5.1-3* Da keine der vorliegenden Störfallanalysen zu Kühlmittelverluststörfällen uneingeschränkt die Anforderungen des deutschen Regelwerkes erfüllt, wird für den Fall eines Genehmigungsverfahrens für das KKW Stendal empfohlen, die Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen unter Beachtung der Annahmen gemäß RSK-Leitlinie 22.1 und der Sicherheitskriterien des BMI für das Störfallspektrum gemäß Störfall-Leitlinien mit einem fortschrittlichen Thermohydraulik-Code neu durchzuführen und ausführlich zu dokumentieren. Dabei sind die endgültig festgelegten Einstellwerte des Sicherheitssystems zugrunde zu legen.

- E 5.1-4* Es wird empfohlen, das Havariekühlsystems so auszulegen, daß die Anforderungen der Sicherheitskriterien des BMI an die Erfüllung der Sicherheitsfunktion auch bei Berücksichtigung von Einzelfehler und gleichzeitiger Instandsetzung eingehalten werden. Ersatzweise könnten enge und begründete Reparaturzeitbeschränkungen vorgesehen werden (vergleiche E 6.4-12).
- E 5.1-5* Es wird empfohlen, WWER-spezifische Störfälle wie z. B. den Abriß des Kollektordeckels im Dampferzeuger zu analysieren.
- E 5.1-6* Es wird empfohlen, die BRU-A mit Vorabsperrventilen auszustatten (vergleiche E 6.3-13).
- E 5.1-7* Es wird empfohlen, konstruktive Maßnahmen zum Leckausschluß und/oder zur Minimierung der Leckquerschnitte im Bereich des Kollektors im Dampferzeuger vorzusehen.
- E 5.1-8* Es wird empfohlen, für die Beherrschung des gesamten Spektrums von Heizrohrlecks und größeren Lecks vom Primär- zum Sekundärkreislauf (z. B. dem Abriß des Kollektordeckels im Dampferzeuger) auf der Basis von Analysen geeignete Störfallprozeduren zu entwickeln, die die folgenden Gesichtspunkte berücksichtigen sollten:
- Akzeptables Zeitkriterium für Handmaßnahmen
 - Automatische Reaktorschnellabschaltung
 - Automatisches Abfahren der Sekundärseite
 - Automatische primärseitige Druckabsenkung bei ausreichender Unterkühlung
 - Isolieren des defekten Dampferzeugers, wobei die Leitungen und Ventile für eine eventuelle Gemischausströmung ausgelegt sein sollten
 - Aufborieren des Primärkreislaufes

- Sicherstellung ausreichender Borwasservorräte für den Primärkreislauf
- E 5.1-9* Es wird empfohlen, das gesamte Spektrum der Reaktivitätsstörfälle unter konservativen Rand- und Anfangsbedingungen mit verifizierten Rechenprogrammen und nuklearen Daten der jeweiligen Kernbeladung erneut zu analysieren. Für einige Fälle, z. B. Stabauswurf, sind geeignete 3D-Kern-dynamikprogramme einzusetzen.
- E 5.1-10* Es wird empfohlen, weitere Analysen zu Frischdampfleitungsbrüchen unter Verwendung abgesicherter Modelle für die Kühlmittelvermischung durchzuführen. Dabei ist sicherzustellen, daß durch systematische Variation von Leckort und Leckgröße die für die Unterkühlung des Primärkühlmittels ungünstigste Kombination erfaßt wird. Bisher noch nicht durchgeführte Analysen zu Frischdampfleitungsbrüchen aus dem Anfangszustand Nulllast heiß sind zu ergänzen. Es ist zu untersuchen, ob Rekritikalität auftritt. Zur Analyse des Spektrums der Frischdampfleitungsbrüche sind auch 3D-Kernmodelle einzusetzen.
- E 5.1-11 Es wird empfohlen, für die Störfallkategorie "Frischdampfleitungsbruch zwischen der Durchführung durch das Containment und der Abschlußarmatur mit gleichzeitig auftretenden Lecks oder Brüchen im Dampferzeuger-Kollektor" Analysen zum Nachweis der Störfallbeherrschung durchzuführen. Beim Nachweis der Basissicherheit des Kollektors muß noch die Beherrschung des Abrisses des Kollektordeckels, gegebenenfalls unter Berücksichtigung von konstruktiven Maßnahmen zur Verringerung der Konsequenzen eines Deckelabrisses, analytisch nachgewiesen werden. Eine Alternative besteht in konstruktiven Maßnahmen zum Ausschluß von Frischdampfleitungslecks zwischen der Durchführung und der Abschlußarmatur.

- E 5.1-12* Es wird empfohlen, Folgebrüche von Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüchen im Bereich der engen Nachbarschaft dieser Leitungen nahe der Durchführungen durch das Containment zu analysieren. Diese Analysen dienen dem Nachweis der Störfallbeherrschung, es sei denn, daß die Rohrleitungen gegenseitig durch Zwischenwände ausreichend geschützt werden.
- E 5.1-13* Zu Lecks und Brüchen im Speisewassersystem liegen bis jetzt noch keine Störfallanalysen vor. Es wird empfohlen, entsprechende Analysen durchzuführen.
- E 5.1-14 Wegen der Verwendung des neuen Reaktorschutzsignals "Differenz der Sättigungstemperaturen zwischen Primär- und Sekundärkreislauf hoch bei Frischdampfdruck tief" anstelle des alten Reaktorschutzsignals "Druckabsenkungsgeschwindigkeit im Frischdampfsammler hoch" wird empfohlen, alle Analysen zu Brüchen und Lecks im Frischdampfsystem zu überprüfen und gegebenenfalls neue Analysen mit aktuellen Reaktorschutzsignalen durchzuführen.
- E 5.1-15 Es wird empfohlen, das Stabilitätsverhalten des Reaktorkerns mit den endgültigen Kerndaten zu überprüfen.
- E 5.1-16 Es wird empfohlen, das gesamte Spektrum der Betriebstransienten entsprechend der Merkpostenaufstellung des BMI für einen Standardsicherheitsbericht unter Verwendung der endgültig festgelegten Einstellwerte des Havarieschutzsystems bzw. des Schutzsystems für die Steuerung des Sicherheitssystems erneut zu analysieren.
- E 5.1-17* Es wird empfohlen, die in anderen Anlagen der Baulinie WWER-1000 aufgetretenen Störfälle systematisch mit dem Ziel auszuwerten, die gut dokumentierten und für eine Codequalifikation ergiebigen Fälle mit fortschrittlichen Störfallcodes nachzurechnen.

- E 5.1-18* Es wird empfohlen, Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) entsprechend der RSK-Leitlinie 20 zu analysieren. Nachweisziele hierbei sind die Einhaltung zulässiger Spannungen in der druckführenden Umschließung, Sicherstellung der langfristigen Nachwärmeabfuhr und des sicheren Abschaltens und Abfahrens des Reaktors.
- E 5.1-19* Solange auf der Basis neuer Analysen nicht ausgeschlossen werden kann, daß die Sicherheitsventile am Druckhalter bei ATWS-Störfällen mit Zweiphasengemisch beaufschlagt werden, sind die betroffenen Rohrleitungen, die Druckhalter-Sicherheitsventile und der Abblasebehälter dafür auszulegen.
- E 5.1-20* Es wird empfohlen, ein effizientes Zusatzbarriersystem zur Abschaltung des Reaktors und zur Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität bei ATWS-Störfällen vorzusehen. Die Dimensionierung ist durch Analysen zu begründen.
- E 5.1-21* Es wird empfohlen, Analysen zu Störfällen bei abgeschaltetem Reaktor, bei An- und Abfahrvorgängen sowie Analysen zu auslegungsüberschreitenden Störfällen durchzuführen.
- E 5.2-1 Nach einem 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung ist langfristig entgegen dem Auslegungskonzept der Anlage ein Unterdruck im Containment nicht erreichbar. Es werden daher weitere Untersuchungen zur langfristigen Störfallbeherrschung für erforderlich gehalten.
- E 5.2-2 Zur Bestimmung der zu erwartenden Drücke bei Sekundärkreislauf-Brüchen im Containment werden detaillierte Analysen der Verriegelung und Steuerung der Sekundärkreislauf-Abschlußarmaturen, der anzusetzenden Bruchgrößen in den Sekundärkreislaufleitungen und innerhalb der Dampferzeuger, der Wärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf über die übrigen Dampferzeuger usw. empfohlen.

- E 5.2-3 Detaillierte Analysen zu Druckdifferenzbelastungen bei Kühlmittelverluststörfällen im Containment und zu deren Abtragbarkeit durch das Bauwerk werden empfohlen.
- E 5.3-1* Die Störfallgruppe Dampferzeugerkollektorschäden mit Lecks zwischen dem Primärkreislauf und dem Sekundärkreislauf ist hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung zu untersuchen.

Empfehlungen zu den Abschnitten 2 und 3 des Kapitels 6: Analyse des Sicherheitssystems - Abschaltssysteme und Sicherheitseinrichtungen und sicherheitsrelevante Betriebseinrichtungen des Primärkreislaufs, des Sekundärkreislaufs und des Containments

- E 6.2-1 Die Vorlage detaillierter Unterlagen zum Schnellabschaltssystem sowie die Auswertung der Erprobungsergebnisse und Betriebserfahrungen auch in Bezug auf die große Bandbreite der im Technischen Projekt angegebenen Fallzeiten ist als Grundlage für eine Bewertung erforderlich.
- E 6.2-2 Die Vorlage detaillierter Unterlagen zur Funktionssicherheit des HD-Havarieboreinspeisesystems auf der Basis der Betriebserfahrungen ist als Grundlage für eine Bewertung erforderlich.
- E 6.2-3* Es ist ein Konzept zur Druckhaltersprühung mit den HD-Havarieboreinspeispumpen auszuarbeiten und zu realisieren.
- E 6.2-4* Es ist ein Konzept zur Nutzung des HD-Havarieboreinspeisesystems als vollwertige Sicherheitseinrichtung (automatische Anregungen, Kapazitätsausweitung auch für ATWS-Störfälle) zu entwickeln und zu realisieren.
- E 6.2-5 Zur besseren Beherrschung des Störfalls Dampferzeuger-Heizrohrbruch ist als kurzfristige Maßnahme das Zuspeisesystem zu ertüchtigen (z. B. Automatisierung der dabei erforderlichen Sprühfunktion. Langfristig ist eine Lösung gemäß E 6.2-4 anzustreben.

- E 6.3-1 Durch eine Wasserbilanz zum Sumpfbetrieb des Havariekühlsystems bei Kühlmittelverluststörfällen ist der Nachweis ausreichender Wassermengen im Sumpf in allen Störfallphasen zu erbringen.
- E 6.3-2 Der Nachweis der Funktionsfähigkeit und Wirksamkeit der Sumpfabdeckung sowie der zugehörigen Filtereinrichtungen hat unter Berücksichtigung der Festlegungen der KTA-Regel 3301 zu erfolgen.
- E 6.3-3* Für die Anschlußleitungen an den Havariebehälter und den Behälter selbst muß die Basissicherheit nachgewiesen werden. Damit könnte dann ein Wasserverlust unter Störfallbedingungen ausgeschlossen werden. Es wird jedoch auch über einen Nachweis der Basissicherheit der Anschlußleitung hinaus nach dem Stand von Wissenschaft und Technik empfohlen, Doppelrohre mit Leckdetektion zwischen Behälter und Absperrarmatur vorzusehen. Die Absperrarmatur ist so nahe wie möglich am Havariebehälter anzuordnen (vergleiche E 7.2-22).
- E 6.3-4* Es ist für die Nachkühlkette und die Nachwärmeabfuhr aus den Abklingbecken ein nuklearer Zwischenkühlkreislauf zu installieren.
- E 6.3-5* Die verriegelten Einspeisearmaturen des HD- und des ND-Notkühlsystems sind in der Stellung "offen" zu blockieren.
- E 6.3-6 Die Dichtheitsüberwachung der Rückschlagklappen in allen Einspeiseleitungen des Havariekühlsystems und ihre Funktionsprüfungsmöglichkeit sind nachzuweisen.
- E 6.3-7 Für alle Pumpen des Havariekühlsystems und des Gebäudesprühsystems ist eine systematische Überprüfung ihrer Betriebsbewährung in anderen WWER-Anlagen durchzuführen.
- E 6.3-8 Ein experimenteller Nachweis der Wirksamkeit der Sprinklerdüsen für alle Störfallbedingungen einschließlich des Auslegungsdrucks des Containments ist erforderlich.

- E 6.3-9 Es sind eine technische Lösung für periodische Funktionsprüfungen des Gebäudesprühsystems bei Blockleistungsbetrieb bis zur letzten Rückschlagklappe vorzulegen sowie die Zyklen für die Prüfung der Sprinklerdüsen auszuweisen.
- E 6.3-10* Die räumliche Trennung der 3 x 500 m³ - Havariespeisewasserbehälter hat zu erfolgen, falls bei einem Leck in einem Havariespeisewasserbehälter die Funktionstüchtigkeit des Restsystems nicht gewährleistet bleibt.
- E 6.3-11* Der Nachweis der Basissicherheit von Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Raum A 820 der Äußeren Umbauung (Höhenkote: 29,0 m) zum Ausschluß von Folgefehlern bei Leitungsbruch ist zu erbringen.
- E 6.3-12* Der Raum A 820 der Äußeren Umbauung, in dem die Dampfabblesestationen BRU-A und die DE-Sicherheitsventile angeordnet sind, ist EVA-sicher auszuführen und, sofern die Basissicherheit nicht für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen nachweisbar ist, zu sektionieren.
- E 6.3-13* Die Anordnung von fernbetätigten notstromversorgten Absperrarmaturen vor den BRU-A ist vorzusehen (vergleiche E 5.1-6).
- E 6.3-14* Der Nachweis ausreichender Wasservorräte in den Sprühbecken des Nebenkühlwassersystems A bei Auslegungsfällen muß vorgelegt werden. Ist dies nicht möglich, ist die Zusatzwasserversorgung nach den KTA-Regeln für Sicherheitsversorgungssysteme auszulegen.
- E 6.3-15 Eine Sicherung der Kreuzungspunkte von Leitungen des Nebenkühlwassersystems A der drei Stränge im Außenbereich gegen EVA muß vorgenommen werden (gilt nur für Mehrblockanlagen).
- E 6.3-16 Die durchgängige EVA-Sicherheit des Nebenkühlwassersystems A muß nachgewiesen werden.
- E 6.3-17* Es ist ein Notstandssystem nachzurüsten.
- E 6.3-18* Es ist ein abspergbares Druckhalter-Abblaseventil zu installieren, das auch Zweiphasengemisch und Wasser abführen kann.

- E 6.3-19 Es ist die Funktionsfähigkeit der Druckhalter-Sicherheitsventile bei der Ableitung von Zweiphasen-Gemisch und Wasser nachzuweisen. Im Falle einer Neuinstallation ist auf diversitäre Ausführung zu achten.

- E 6.3-20* Es ist ein Leckabsaugesystem an allen Durchführungen des Containments zur kontrollierten und gefilterten Abgabe von Leckagen zu installieren.

- E 6.3-21 Ein Nachweis über die Wirksamkeit und Funktionstüchtigkeit der Lüftungsanlagen ist zu führen.

- E 6.3-22* Wenn nicht der Nachweis angetreten werden kann, daß sowohl während des Leistungsbetriebes als auch bei einem Störfall die Zündgrenze des Wasserstoffs nicht überschritten wird, müssen Maßnahmen zur Verhinderung zündfähiger Wasserstoffkonzentrationen getroffen werden. Unabhängig davon ist ein Überwachungssystem zu installieren.

- E 6.3-23 Es ist nachzuweisen, daß auch bei längerem Rezirkulationsbetrieb der HD-Notkühlpumpen eine Kühlung des umgewälzten Wassers nicht erforderlich ist, d. h., die Auslegungstemperatur der HD-Notkühlpumpen nicht überschritten wird.

Die meisten Empfehlungen wurden aus den Differenzen zwischen den Forderungen des bundesdeutschen Regelwerkes und der im Projekt vorgestellten Anlage des KKW Stendal abgeleitet. Dabei wird zwischen fehlenden Nachweisen vor allem über die Wirksamkeit der Sicherheitseinrichtungen und Forderungen zur Veränderung der Anlage unterschieden. Eine Auflistung der Zuordnung der Empfehlungen zum bundesdeutschen Regelwerk enthält folgende Tabelle.

Zuordnung der Empfehlungen der Abschnitte 6.2 und 6.3 zum bundesdeutschen Regelwerk

Nr. der Empfehlung	Zuordnung der Empfehlung		
	RSK-LL	Störfall-LL	KTA-Regel
E 6.2-1	3.1.2, 20 (1)		3501
E 6.2-2			
E 6.2-3		Tabelle 1.2	
E 6.2-4	20		
E 6.2-5			
E 6.3-1	22.1.2 (6, 14), 22.1.3 (3)		3301/Pkt. 4.4.1
E 6.3-2			3301/Pkt. 6.2.2.2
E 6.3-3	4.2, 22.1.2 (7)		3301/Pkt. 5.2.2.2, 6.2.2.3
E 6.3-4	22.1.2 (5, 6)		3301/Pkt. 5.4.2
E 6.3-5			3301/Pkt. 7.1.3 (2)
E 6.3-6	21.1 (4), 22.1.2 (13), 5.6 (1)		3301/Pkt. 7.1.2, 7.2.2
E 6.3-7			
E 6.3-8			
E 6.3-9	22.1.2 (13)		
E 6.3-10	19.4		3301/Pkt. 5.2.2.2, 5.2.2.4, 6.3
E 6.3-11	5.2 (5)		3301/Pkt. 5.2.4, 5.3
E 6.3-12			3301/Pkt. 3.3
E 6.3-13			
E 6.3-14	22.1.2 (14)		3301/Pkt. 4.4.3 (sinngemäß), 6.4.1, 6.4.4
E 6.3-15	19.4, 22.1.2 (1)		3301/Pkt. 6.4.2 (d), 6.3
E 6.3-16			3301/Pkt. 3.3
E 6.3-17	22.2		3904, 3301/Pkt. 4.4.1 (1), 6.3
E 6.3-18	3.1.4		
E 6.3-19			3301/Pkt. 4.3.4
E 6.3-20	5.6 (9)		
E 6.3-21			3601/Pkt. 3.5
E 6.3-22	24		
E 6.3-23			

Empfehlungen zu den Abschnitten 4 und 5 des Kapitels 6: Analyse des Sicherheitssystems - Leittechnik und Elektrische Energieversorgung

- E 6.4-1 Da der Kraftwerksblock nicht auf Dauer im Leistungsbetrieb ohne Blockrechner betrieben werden kann, ist vertieft zu untersuchen, ob und wie lange solch ein Leistungsbetrieb zulässig ist.
- E 6.4-2* Die Lösung zur Entkopplung und Vorrangschaltung zwischen Blockwarte und Reservewarte ist vertieft zu untersuchen und auf ihre Zulässigkeit hin zu bewerten.
- E 6.4-3 Das Zuschalten der Meldungen auf der Reservewarte bei Betreten durch das Bedienungspersonal muß mit weiteren Unterlagen auf Richtigkeit überprüft werden.
- E 6.4-4* Die Zyklen der Erfassung der Analog- und Binärsignale des Blockrechnersystems sind zu langsam. Die eingesetzten Rechner entsprechen nicht dem internationalen Stand. Aussagen zur Zuverlässigkeit auch der Software liegen nicht vor. Es wird deshalb empfohlen, bei Weiterbau des Kraftwerkes von vornherein moderne Rechentechnik einzusetzen.
- E 6.4-5* Das Konzept der Kerninstrumentierung, wie es im Technischen Projekt von 1981 vorgestellt worden ist, sollte grundlegend überarbeitet werden. Dabei sollte es um ein Leistungsbegrenzungssystem sowie ein verlässliches Kalibriersystem erweitert werden (vergleiche E 4.1-10).
- E 6.4-6 Die Zuverlässigkeit der Betriebsleittechnik ist unzureichend. Dies betrifft die Ansteuerungen, die Stellungsanzeigen und die Endlagenschalter aller Absperrschieber und Regelventile.
- E 6.4-7 Die Meßgeber für Druck und Differenzdruck sollten qualifiziert werden.
- E 6.4-8* Aufgrund negativer Betriebserfahrungen anderer WWER-1000-Blöcke sollte das regelungstechnische Konzept zur Beherrschung dynamischer Übergangsprozesse überarbeitet werden.

- E 6.4-9 Eine Gerätediversität in den zwei Strängen des Havarieschutzsystems zur Reaktorschnellabschaltung ist nicht vorhanden. Ein Nachweis, daß dies durch spezielle technische und/oder organisatorische Maßnahmen kompensiert wird, liegt nicht vor. Die Nachweise sollten erbracht werden.
- E 6.4-10* Außer im Neutronenflußmeßsystem ist das Vorhandensein einer Selbstüberwachung im Havarieschutzsystem nicht erkennbar. Eine Selbstüberwachung sollte nachgerüstet werden.
- E 6.4-11* Eine unerkannte Verstellung der Grenzwerte des Neutronenflußmeßsystems wie auch an den Grenzwertgebern der verfahrenstechnischen Anregekriterien ist möglich. Es wird empfohlen, durch technische Maßnahmen diesen Mangel abzustellen.
- E 6.4-12 Ein gleichzeitiges Auftreten eines Instandhaltungsfalles in einem Strang des Havarieschutzsystems und eines Ausfalles, durch den ein weiterer Strang unwirksam wird (z. B. durch EVA, EVI), wird nicht beherrscht. Es ist zu untersuchen, ob und wie lange die Außerbetriebnahme eines Stranges im Instandhaltungsfall zulässig ist (vergleiche E 5.1-4).
- E 6.4-13 Eine Steuerelementeinfahrbegrenzung zur Sicherung der Abschaltreaktivität ist nachzurüsten.
- E 6.4-14 Ableitend aus den Betriebserfahrungen schon in Betrieb befindlicher WWER-1000-Blöcke (siehe Kapitel 8) wird empfohlen, das Melde- und Prüfkonzept des Havarieschutzsystems zu überarbeiten.
- E 6.4-15* Die Nachrüstung einer durchgängigen Selbstüberwachung des Sicherheitssteuersystems wird empfohlen.
- E 6.4-16* Eine unerkannte Verstellung der Grenzwerte in den Grenzsinalgebern des Sicherheitssteuersystems ist möglich. Es wird empfohlen, durch technische Maßnahmen diesen Mangel zu beseitigen.

- E 6.4-17 Es fehlt der Nachweis, daß zur Beherrschung von Störfällen manuell auszulösende Schutzaktionen nicht vor Ablauf von 30 Minuten erforderlich werden. Für manuell auszulösende Schutzaktionen sollten Sicherheitsgefahrenmeldungen gemäß KTA 3501 nachgerüstet werden.
- E 6.4-18 Es wird empfohlen, den Nachweis zu erbringen, daß das Sicherheitssteuersystem bei Ausfall der Stromversorgung eines Stranges keine sicherheitsgefährdenden Transienten auslöst.
- E 6.4-19* Es wird empfohlen, Nachweise für die internationalem Standard entsprechenden Typprüfungen aller eingesetzten Geräte zu erbringen. Wo das nicht möglich ist, sollte die Gerätetechnik ersetzt werden.
- E 6.4-20* Es wird empfohlen nachzuweisen, daß den Anforderungen an eine Störfallinstrumentierung entsprechend der KTA-Regel 3502 durch die vorhandenen Einrichtungen entsprochen wird. Ersatzweise sind Nachrüstungen vorzunehmen.
- E 6.5-1 In der ersten Ausbauphase wird der Netzanschluß nur über eine 220-kV-Schaltanlage geführt. Von ihr wird auch die 110-kV-Schaltanlage gespeist. Durch einen Defekt in der 220-kV-Schaltanlage besteht die Möglichkeit des Ausfalls aller Netzanschlüsse. Der Bau einer zweiten, z. B. einer 380-kV-Schaltanlage zur Schaffung einer Redundanz, wird deshalb empfohlen.
- E 6.5-2* Es wird empfohlen, einen Notstromnetzanschluß, der bisher nicht vorhanden ist, in Ausführungsart Verkabelung nachzurüsten.
- E 6.5-3* Aus den Betriebserfahrungen schon in Betrieb befindlicher Blöcke gleichen Typs ist zu erkennen, daß insbesondere die Qualitätssicherung der Kabel und Schalter mangelhaft ist. Kabel und Schalter sollten gegen typgeprüfte ausgetauscht werden (vergleiche E 8.3-41).

- E 6.5-4* In der Eigenbedarfsanlage muß eine ausreichende Selektivität gegen Kurzschluß sowie ein Schutz gegen übergreifende Folgeausfälle zwischen den einzelnen 0,4-kV- und 6-kV-Einspeiseschienen nachgerüstet werden (vergleiche E 6.5-8).
- E 6.5-5 Da eine Unterfrequenzanregung zum Start des Dieselgenerators fehlt, sollte sie nachgerüstet werden.
- E 6.5-6 Es ist nicht möglich, die Stromversorgung des Sicherheitssystems ggf. von Notstrom- auf Normaleinspeisung zurückzuschalten, wenn noch verfahrenstechnische Anregekriterien anstehen. Es sollte deshalb für die Rückschaltmöglichkeit eine Synchronisierereinrichtung für jedes Dieselaggregat nachgerüstet werden.
- E 6.5-7* Der Nachweis zur Einhaltung der Entladezeit von >2 h ist für die Batterien der Notstromanlagen vorzulegen.
- E 6.5-8 Aus den Betriebserfahrungen schon in Betrieb befindlicher Blöcke der gleichen Baulinie (siehe Kapitel 8) ist erkennbar, daß im Zusammenhang mit der Gewährleistung der Selektivität bei Kurzschluß das Kabel- und Schalterkonzept zu überarbeiten ist.
- E 6.5-9* Die in den Notstromanlagen eingesetzten Komponenten müssen typgeprüft sein.
- E 6.5-10 Da davon ausgegangen werden kann, daß im Rahmen der Ertüchtigung des Sicherheitssystems sich die Anzahl der mit Notstrom zu speisenden Verbraucher erhöhen wird, sollten leistungsstärkere Notstromdieselaggregate zum Einsatz kommen.

Empfehlungen zu Kapitel 7: Bautechnik, übergreifende Einwirkungen, Strahlenschutz

- E 7.1-1* Es ist nachzuweisen, daß die notwendigen Merkmale gemäß den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren für die Zulässigkeit einer 0,1 F-Leckannahme bei der Berechnung von Strahl- und Reaktionskräften vorliegen. Ferner ist die Abtragbarkeit der Druckdifferenzen und der Strahl- und Reaktionskräfte im Containment nachzuweisen.

- E 7.1-2 Die Stahlzellenverbundbauweise ist keine in der Bundesrepublik Deutschland anerkannte Bauweise. Im Falle der Anwendung ist entweder eine allgemeine Zulassung des Instituts für Bautechnik, Berlin, oder eine Zustimmung im Einzelfall der Bauaufsichtsbehörde des zuständigen Bundeslandes einzuholen.

- E 7.1-3 Die Verankerungen der Versatzteile (Ankerplatten) zur Aufnahme von Kräften aus Komponentenabstützungen sind zu untersuchen. Insbesondere auch die Schweißverbindungen des Rundstahls senkrecht zur Ankerplatte in Dickenrichtung bedürfen näherer Überprüfung.

- E 7.1-4 Eine abschließende Bewertung der baulichen Auslegung des Reaktorgebäudes im Rahmen eines bauaufsichtlichen Verfahrens erfordert eine vollständige Prüfung der Konstruktion und Berechnung.

- E 7.1-5* Zur Erfassung der aus den Lastfällen Erdbeben, Flugzeugabsturz und äußere Druckwellen resultierenden Erschütterungen wird empfohlen die zugehörigen Antwortspektren zu ermitteln.

- E 7.1-6 Es ist eine Unterdruckprüfung mit dem 1,5-fachen maximalen Betriebsunterdruck durchzuführen.

- E 7.1-7* Es ist nachzuweisen, daß auch mit einem einschaligen Containment der erforderliche Schutz vor unzulässiger Freisetzung radioaktiver Stoffe gemäß den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerks gewährleistet werden kann.

- E 7.2-1 Im Rahmen der Errichtung von Einrichtungen mit großen Brandlasten auf dem Kraftwerksgelände wie Tankstellen oder Gaslagern ist sicherzustellen, daß unzulässige Brandeinwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Bauwerke und Einrichtungen ausgeschlossen werden können.
- E 7.2-2 Im Rahmen weiterer Prüfungen ist ein geschlossenes Konzept über wiederkehrende Prüfungen an Brandschutzeinrichtungen vorzulegen.
- E 7.2-3 Die Störfallkombination "Einwirkungen von außen mit Folgebrand" ist im Rahmen weiterer Prüfungen systematisch zu untersuchen.
- E 7.2-4 Bei der Einstufung der Konstruktionen aus Stahlzellenverbundbauweise in Feuerwiderstandsklassen sind noch Detailfragen zu klären.
- E 7.2-5 Eine endgültige Beurteilung und Identifizierung der Bereiche, in denen eine konsequente bauliche Trennung der redundanten Stränge des Sicherheitssystems nicht eingehalten wurde, ist im Rahmen einer Brandgefahrenanalyse durchzuführen. Gegebenenfalls sind zusätzliche Brandschutzmaßnahmen durchzuführen.
- E 7.2-6 Es ist sicherzustellen, daß nur bauaufsichtlich zugelassene Brandschutzeinrichtungen wie Brandschutztüren, Kabelschotts und Brandschutzklappen eingebaut werden.
- E 7.2-7 Das Konzept hinsichtlich des Einsatzes von Brandschutzklappen in den Lüftungsleitungen ist nicht klar erkennbar. Lüftungsführungen, die mehreren feuerbeständigen Bereichen zugeordnet sind, sind in Bereichen der Durchdringungen notwendiger feuerwiderstandsfähiger Abtrennungen mit Brandschutzklappen zu versehen.
- E 7.2-8* Die Entkopplung der Reservewarte von der Blockwarte wird aus brandschutztechnischen Gründen für erforderlich angesehen.
- E 7.2-9 Im Bereich der Ölversorgung für die Hauptumwälzpumpen ist eine Brandgefahrenanalyse durchzuführen. Gegebenenfalls sind weitere Brandschutzmaßnahmen vorzunehmen.

- E 7.2-10* Redundante Systemkabel, die nicht zum Sicherheitssystem gehören, sind brandschutztechnisch voneinander zu trennen.
- E 7.2-11 Die Installation von automatischen Brandmeldern wird in allen sicherheitstechnisch relevanten Räumen für erforderlich angesehen.
- E 7.2-12 Der Einsatz von typgeprüften, für das jeweilige Brandgut geeigneten Brandmelder wird für erforderlich gehalten. Bei der Installation der Brandmelder sind Raumgeometrie, das Brandgut sowie die Lüftungsbedingungen zu berücksichtigen.
- E 7.2-13 Es ist zu prüfen, ob für alle Löschbereiche, auch unter Berücksichtigung einer zusätzlichen manuellen Brandbekämpfung, eine ausreichende Förderhöhe und Löschwassermenge gewährleistet wird.
- E 7.2-14 Im Rahmen einer Analyse ist zu ermitteln, inwieweit der Ausfall mehrerer Löschanlagen innerhalb der Schiebräume der Sprühwasserlöschanlagen möglich ist. Gegebenenfalls sind Nachrüstmaßnahmen erforderlich.
- E 7.2-15 Bei der Löschwasserversorgung für Einrichtungen innerhalb des Containments ist zu prüfen, inwieweit eine Rückstellung des Abschlusses der Lokalisierungsarmaturen (Containmentabschluß) nach Fehlansteuerung durch das Notkühlsignal möglich ist. Eine Rückstellungsmöglichkeit wird hier für erforderlich angesehen.
- E 7.2-16 Es ist nachzuweisen, daß bei einer Brandbekämpfung nicht mehrere Redundanzen sicherheitstechnisch relevanter Systeme oder Einrichtungen durch Löschwasserbeaufschlagung unzulässig beeinträchtigt werden können.
- E 7.2-17 Ein Konzept über Organisation und Stärke der Betriebsfeuerwehr sowie über die administrativen Regelungen im Brandfall ist im Rahmen weiterer Untersuchungen vorzulegen.

- E 7.2-18 Im Rahmen der weiteren Untersuchungen ist eine detaillierte Überprüfung konventioneller Brandschutzforderungen wie zum Beispiel die Sicherung der Rettungswege durchzuführen.
- E 7.2-19 Die Wände zwischen den Kammern des Reaktorgebäudes unterhalb der 13,20-m-Decke, die Kammertüren mit ihren Dichtungen sowie die Versatzteile in den Wänden sollen nachweislich Strahl- und Wasserlasten standhalten können.
- E 7.2-20 In den Kammern vorhandene Gullyabflüsse sind mit geeigneten Absperreinrichtungen zu versehen. Die Absperreinrichtungen zwischen den Gullysystemen von redundanten Systemen müssen im Normalbetrieb in Geschlossenstellung gesichert sein.
- E 7.2-21* Es sind im Reaktorgebäude störfallfeste und zuverlässige Detektoren zur Leckageerkennung zu installieren.
- E 7.2-22* Die drei Sumpfabflüsse sind in Doppelrohrbauweise mit Leckdetektion auszuführen. Motorabsperrramaturen sind möglichst dicht am Sumpf am Ende der Doppelrohre zu installieren (vergleiche E 6.3-3).
- E 7.2-23* Die Reservewarte ist besonders sorgfältig durch Türschwellen, dichtschießende Türen u.s.w. gegen eventuelle Überflutung z. B. durch versagende Rohrleitungen oder Fehlauflösung des Feuerlöschsystems zu schützen.
- E 7.2-24 Die Abableitungen der Abklingbecken müssen mit Doppelrohren und Doppelarmaturen versehen sein. Ein Auslaufen der Becken durch Heberwirkung in von oben einbindende Leitungen muß verhindert werden können.

- E 7.2-25 Der Rundlaufkran 320 t/ 160 t/ 2 x 70 t im Containment und der 10-t-Elektrozug auf dem Portalkran, der sich auf den Brückenträgern des Rundlaufkrans befindet, muß entsprechend den Auswirkungen bei einem unterstellten Lastabsturz den Forderungen des Abschnittes 4.3 (erhöhte Anforderungen) der KTA-Regel 3902 genügen. Eine Nachrüstung der Krananlage an diese Forderungen der KTA-Regel 3902 wird als erforderlich angesehen. Entsprechende Nachweise sind zu führen und vorzulegen.
- E 7.2-26 Die Krananlagen in der Turbinenhalle, dem Speisewasserbehältertrakt und in der Äußeren Umbauung müssen auch den zusätzlichen Anforderungen nach der KTA-Regel 3902, Abschnitt 4.5, genügen, wenn nicht die Möglichkeit besteht, Transportvorgänge während des Leistungsbetriebes der Kraftwerksanlage ganz zu unterbinden oder durch Hardwaremaßnahmen und Einschränkungen des Kraneinsatzes das mögliche Schadensausmaß bei einem Lastabsturz so zu begrenzen, daß die Gefahren nach der KTA-Regel 3902, Abschnitt 4.2, nicht zu besorgen sind. Die Forderung nach Erfüllung der zusätzlichen Anforderungen nach der KTA-Regel 3902 erfordert eine Nachrüstung der Krananlagen. Entsprechende Nachweise sind zu führen und vorzulegen.
- E 7.2-27 Die Umlademaschine muß entsprechend den Auswirkungen bei einem unterstellten Lastabsturz den Forderungen des Abschnittes 4.4 der KTA-Regel 3902 genügen. Eine Anpassung der Umlademaschine an diese Forderungen wird für erforderlich gehalten, sofern dieses nicht bereits erfolgt ist. Entsprechende Nachweise sind zu führen und vorzulegen.
- E 7.3-1 Die als gewartet bzw. als halbgewartet bezeichneten Räume des Kontrollbereichs sind mit Strahlenzeichen und der Aufschrift "Kontrollbereich", die ungewarteten Räume mit Strahlenzeichen und der Aufschrift "Sperrbereich - kein Zutritt" zu versehen.
- E 7.3-2 Es sind Maßnahmen vorzusehen, die die Notwendigkeit der Begehung ungewarteter Räume des Containments während des Betriebs ausschließen bzw. auf ein Minimum beschränken.

- E 7.3-3 Der Hygienetrakt sollte bau- und ausrüstungsseitig unter Zugrundelegung eines Personalbedarfs von 300 Arbeitskräften Eigenpersonal und 900 Arbeitskräften Fremdpersonal überarbeitet werden.
- E 7.3-4 Die Wandstärken der Räume des Kontrollbereichs sind gemäß der Festlegungen in § 54 StrlSchV sowie in der KTA-Regel 1301.1 zu überprüfen und bei Notwendigkeit Maßnahmen zur Nachrüstung von Abschirmungen bzw. zur Beschränkung der Aufenthaltsdauer festzulegen.
- E 7.3-5 Die während der Errichtung der Reaktorabschirmung aufgetretener Projektabweichungen sind hinsichtlich der zu erwartenden Veränderungen des Strahlenfeldes zu analysieren.
- E 7.3-6* Die Meßsysteme zur systemtechnischen und dosimetrischen Strahlenschutzüberwachung sind entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu modifizieren.
- E 7.3-7 Es ist zu prüfen, ob für spezielles Instandhaltungspersonal Maßnahmen zur Einhaltung der Lebensalterdosis von 400 mSv erforderlich sind.
- E 7.3-8 Die Gesamtkonzeption des Primärkreislaufs ist hinsichtlich der Möglichkeiten einer Minimierung auftretender Leckagen zu überprüfen.
- E 7.3-9 Der Arbeitsumfang während des Leistungs- und Instandhaltungsbetriebs und die resultierenden Strahlenexpositionen sind zu analysieren. Daraus sind Maßnahmen zur weiteren Reduzierung der Strahlenexposition abzuleiten.
- E 7.3-10 Die Nachweise für die Strahlenschutzvorsorge gemäß der IWRS-Richtlinie sind zu erbringen.
- E 7.3-11* Für die Durchführung von Instandhaltungsarbeiten ist der Einsatz moderner Prüftechnik vorzusehen. Der Mechanisierungsgrad für strahlenintensive Tätigkeiten zu erhöhen.

- E 7.3-12 Durch lokale Änderung der Komponentenaufstellung und Rohrleitungs-
trassierung sind Abstellplätze, Stau- und Zwischenlagerflächen sowie
Montagefreiraum für Instandhaltungsmaßnahmen zu schaffen.
- E 7.3-13 Für Instandhaltungsarbeiten mit potentieller Inhalationsgefahr sind moder-
ne Atemschutzmittel vorzusehen.

Empfehlungen zu Kapitel 8: Auswertung der Betriebserfahrung anderer WWER-1000

Die bei der Analyse der Einzelereignisse identifizierten Schwachstellen führen zu Forderungen nach Ertüchtigungsmaßnahmen in den Bereichen

- A. Maschinentechnik
- B. Leittechnik, Meßtechnik
- C. Eigenbedarfsversorgung
- D. Baulich-technische Ausführung
- E. Organisation, Betriebsvorschriften, Qualitätssicherung und -Kontrolle

Forderungen, die sich auf Vorkommnisse aus Anlagen der "kleinen Serie" stützen, sind mit "KS" gekennzeichnet.

A. Maschinentechnik

- E 8.3-4 Die Konstruktion der Absorberstabantriebe ist darauf zu überprüfen, ob der Antriebsstift eine prinzipielle Schwachstelle ist (Abschnitt 8.3.1).
- E 8.3-13 Die HD-Notkühlpumpen müssen ertüchtigt werden (z. B. Verbesserung der Oberflächenbeschichtung des Axialschubausgleichs, um die Reibung zu vermindern (Abschnitt 8.3.3, KS).
- E 8.3-14 Es muß ein zuverlässiger Pumpenschutz für die HD-Notkühlpumpen hinsichtlich Temperatur und Ansaugdruck aufgebaut werden (Abschnitt 8.3.3).
- E 8.3-15 Es sind Temperatur- und Betriebszeitbegrenzungen im Mindestmengenbetrieb für die HD-Notkühlpumpen festzulegen, u. U. ist der Einbau zusätzlicher Wärmetauscher zur Kühlung bei Mindestmengenbetrieb erforderlich (Abschnitt 8.3.3, KS).

- E 8.3-16 Es ist eine ausreichende Spülung des Havariekühlsystems vor Inbetriebnahme vorzunehmen. Die Quellen für Verunreinigungen sind festzustellen und gegebenenfalls zu beseitigen (Abschnitt 8.3.3).
- E 8.3-18 Der mechanische Ventilantrieb der Turbinenstellventile der Turbospeisewasserpumpen ist zu ertüchtigen (Abschnitt 8.3.4).
- E 8.3-21 Das Havariekühlsystem muß so ertüchtigt werden, daß eine Einspeisung ohne ein aktives Öffnen von Absperrventilen erfolgen kann (Abschnitt 8.3.4).
- E 8.3-24 Bei den Notstromdieseln ist die Lagerschmierung der Ölpumpen (Lager-temperaturüberwachung) zu verbessern (Abschnitt 8.3.5, KS).
- E 8.3-33 Die Abblaseregelventile (BRU-A) einschließlich der Endschalter sind zu ertüchtigen (Abschnitt 8.3.6, KS).
- E 8.3-34 Durch konstruktive Maßnahmen sind die Vibrationen beim Abblasen über die BRU-A zu verringern (Abschnitt 8.3.6, KS).
- E 8.3-35 Es ist zu überprüfen, ob der Einsatz von kontaktlosen Endschaltern an den Abblaseregelventilen sinnvoll ist (Abschnitt 8.3.6, KS).
- E 8.3-50 Durch ausreichende Dimensionierung der Speisewasserleitungen und durch eine den Systemanforderungen angepaßte Regelung muß sichergestellt werden, daß keine zur Reaktorschnellabschaltung führenden Unsymmetrien bei der Bespeisung der Dampferzeuger hervorgerufen werden können (Abschnitt 8.3.9.1).
- E 8.3-57 Eine Verriegelung muß das unkontrollierte Ausdampfen des Sekundärkreislaufs in das Hilfsdampfnetz verhindern. Es sind auch verfahrenstechnische Maßnahmen nötig, wie z. B. eine Entkopplung über Rückschlagarmaturen oder Regelventile, mit denen eine Fehlbedienung beim Druckausgleich verhindert werden kann (Abschnitt 8.3.9.4).

B. Leittechnik, Meßtechnik

- E 8.3-1 Die Auslöselogik für den Ausfall eines pneumatischen Ölabsperrentils im HUP-Ölkreis ist zu so ändern, daß in diesem Fall nur noch eine Hauptkühlmittelpumpe abgeschaltet wird (Abschnitt 8.3.1, KS).
- E 8.3-5 Die Anstauerebene der Absorberstabantriebe ist sowohl von der Logik als auch von der Verschaltung zu überprüfen (Abschnitt 8.3.1).
- E 8.3-6 Beide Druckhalterfüllstandsmessungen sind so zu ertüchtigen, daß sie in allen Betriebszuständen auch bei starken Transienten den korrekten und gleichen Füllstand anzeigen (Abschnitt 8.3.1 (KS) und Abschnitt 8.3.9.5).
- E 8.3-7 Es muß ein Signalisationssystem aufgebaut werden, das dem Reaktorfahrer bei einer Reaktorschnellabschaltung in jedem Falle die auslösenden Anregekriterien anzeigt. Signalunterbrechungen müssen weitgehend selbstmeldend sein. Eine regelmäßige Kontrolle der Relaiskontakte und Kontaktverbindungen ist nicht ausreichend. Es ist zu prüfen, inwieweit diese Anforderungen mit den vorhandenen Relais in der Anregeebe des Havarieschutzsystems zu erfüllen sind. Es ist weitgehende Fehlerselbstmeldung zu fordern (Abschnitt 8.3.1, KS).
- E 8.3-8* Nach Reaktorschnellabschaltung muß automatisch Turbinenschnellschluß angeregt werden. Es ist zu prüfen, ob auch eine automatische Abschaltung für die Turbospeisewasserpumpen eingeführt werden kann, um Unterkühlungstransienten zu vermeiden. Dies erscheint insbesondere zur Schonung der Dampferzeuger wichtig (Abschnitt 8.3.1 (KS), Abschnitt 8.3.4 und Abschnitt 8.3.9.5).
- E 8.3-10 Die Signalisation durch die Meßwertgeber der Stromversorgung ist zu verbessern und es sind Verriegelungen einzuführen, so daß Fehlschaltungen im Eigenbedarfsnetz soweit wie möglich verhindert werden (Abschnitt 8.3.2).

- E 8.3-11 Grundsätzlich ist zur Vermeidung von Fehlauflösungen von Gebäudeabschlußsignalen verfügbarkeitsrelevanter Komponenten (Öl- und Kühlwasserversorgung und Zuspaisepumpenstränge) die Meßwert- und Grenzwertverarbeitung bis zur Anregeebene vollständig redundant und falls möglich diversitär aufzubauen, um Transienten durch Fehlsignale zu verhindern (Abschnitt 8.3.2).
- E 8.3-12* Aus den vorliegenden Unterlagen ist nicht eindeutig zu erkennen, wie die Stromversorgung für die Meßstellen des Sicherheitssystems im Detail aufgebaut ist. Aus diesem Bereich können deshalb keine weiteren spezifizierten Forderungen abgeleitet werden. Eine Überprüfung der Auslegung der Stromversorgung für die Meßstellen erscheint aufgrund der vorliegenden Betriebserfahrung allerdings nötig zu sein (Abschnitt 8.3.2).
- E 8.3-17* Grundsätzlich müssen der aktuelle Ölstand und der Abstand zum Minimalölstand bei allen sicherheitsrelevanten Pumpen einfach und sicher bestimmbar sein. Dies ist zu prüfen und gegebenenfalls sind Nachrüstungen durchzuführen (Abschnitt 8.3.3).
- E 8.3-19* Die Verriegelungslogik in der Speisewasserregelung ist zu verbessern, um einen zuverlässigen und wirksamen Pumpenbetrieb gewährleisten zu können (Abschnitt 8.3.4).
- E 8.3-20 Die automatische Reserve-Einschaltung (ARE) für die Ölpumpen der Hauptumwälzpumpen ist zu verbessern (ARE spricht offensichtlich nur bei gleichzeitigem Ausfall aller drei Ölpumpen an) (Abschnitt 8.3.4).
- E 8.3-25 Die Dampferzeugerfüllstandsmessung muß durch eine zuverlässigere Technik verbessert werden (Abschnitt 8.3.5, KS).
- E 8.3-27 Die Entriegelungen der Anregekriterien bei nicht abgefahrener Anlage müssen durch technische Maßnahmen verhindert werden (Abschnitt 8.3.5, KS).
- E 8.3-32 Die Vorrangsteuerung zwischen Warte und Reservewarte muß nachprojektiert und nachgerüstet werden (Abschnitt 8.3.7, KS).

- E 8.3-36 Wegen "Common Mode"-Verdachts sollte die Ursache für das Driften des Reglersollwertes des Dieselgenerator-Reservereglers beseitigt werden (Abschnitt 8.3.7).
- E 8.3-37 Die Überwachung der Ladeerhaltung und des Ladestroms der Batterien muß durch wiederkehrende Prüfungen verbessert werden (Abschnitt 8.3.7).
- E 8.3-38 Es ist eine Warnanlage zur Signalisation von tiefen Temperaturen in der Diesel-Startluftanlage zu installieren, die gegen Eingriffe der Bedienungsmannschaft zu schützen ist (Abschnitt 8.3.7).
- E 8.3-43 Ausfälle in der Raumtemperaturregelung von Räumen, in denen sicherheitstechnische wichtige Systeme angeordnet sind, müssen selbstmel- dend sein (Abschnitt 8.3.8.4).
- E. 8.3-46 Die Überprüfung des gesamten Meß-, Steuer- und Regelsystems ein- schließlich des Havarieschutzes auf Auslegungsmängel in der Stromver- sorgung sollte durchgeführt werden (Auftrennung auf verschiedene Ver- sorgungsschienen) (Abschnitt 8.3.9.1).
- E 8.3-47 Die Energieversorgung der Anregeebe- nung der automatischen Verriegelung der Bespeisung der Dampferzeuger ist so zu ändern, daß nicht durch Stö- rungen, z. B. unzureichendes Signal-Rauschverhältnis, auf einer Versor- gungsschiene die automatische Verriegelungsschaltung in 2v3 angeregt wird (Abschnitt 8.3.9.1).
- E 8.3-48 Die Erdung und der Aufbau der Energieversorgung der Logikebene müs- sen so gestaltet sein, daß ein ausreichender Störspannungsabstand vor- handen ist (Abschnitt 8.3.9.1).
- E 8.3-51 Es sind Maßnahmen zu ergreifen, um die Einstreuung aus der 220-V-Ver- sorgung in die 24-V- und 48-V-Logik-Schaltkreise zu verhindern (Abschnitt 8.3.9.1, KS).

- E 8.3-52 Die Meßkanäle sind durchgehend von der Medientnahme bis zum Auslösesignal funktional zu trennen, um Fehlauflösungen durch einen Einzelfehler auszuschließen (Abschnitt 8.3.9.2).
- E 8.3-53 Der Wamschutz sollte so ertüchtigt werden, daß betrieblich auftretende Schwankungen von einzelnen Prozeßparametern wie z. B. Füllstand im Behälter, Druck und Temperatur in Kreisläufen ohne die Anregung des Sicherheitssystems ausgeregelt werden. Ist diese mit der eingesetzten Technik nicht möglich, muß nach Turbinenschnellabschaltung automatisch Reaktorschnellabschaltung ausgelöst werden (Abschnitt 8.3.9.3).
- E 8.3-54 Die Relaiskontaktflächen müssen aus einem Material mit ausreichender Qualität gefertigt werden (Abschnitt 8.3.9.3).
- E 8.3-55* Es muß auf der Basis einer Auswertung der Betriebserfahrung und von Untersuchungen in der Anlage eine vollständige Schwachstellenanalyse der gesamten Leittechnik durchgeführt werden. Danach muß entschieden werden, ob die vorhandene Technik zu ertüchtigen ist oder ob nicht ein weitgehender Austausch der gesamten Leittechnik vorgenommen werden muß (Abschnitt 8.3.9.3).
- E 8.3-56 Das Zusammenspiel der einzelnen Leistungsregler und die Handeingriffsmöglichkeiten in die Leistungsregelung sind zu überprüfen (Abschnitt 8.3.9.4).
- E 8.3-58 Die Anregungslogik der Schutzverriegelung für die Absperrarmatur der Druckhalter-Sprühleitung muß so erweitert werden, daß sie nicht nur die Stellungsrückmeldung des Sprühventils berücksichtigt (Abschnitt 8.3.9.4).
- E 8.3-59 Die Meßtechnik zur Bildung des Signals "Differenz zwischen Primärkreislauf- und Sättigungstemperatur kleiner 10 K" muß so verbessert werden, daß der Meßfehler deutlich kleiner als die zulässige Schwankungsbreite des Meßwertes ist (Abschnitt 8.3.9.4).

- E 8.3-60 Die gesamte Reaktorschutzlogik ist da zu überarbeiten, wo als Anregelkriterium nur Stellungsrückmeldungen benutzt werden und wo Meßfehler im Bereich der Abstände der Normalparameter vom Auslösegrenzwert liegen (Abschnitt 8.3.9.4).
- E 8.3-61 In den Ölkreisläufen der Turbinenregelung müssen ausreichende Filter zur Vermeidung von Verunreinigungen vorgesehen werden (Abschnitt 8.3.9.5).
- E 8.3-62 Die Turbinenregelung muß so ertüchtigt werden, daß extreme Belastungsstöße ausgeschlossen werden. Dies ist z. B. durch den Einsatz von zwei elektrohydraulischen Umformern mit einer schnellen Mitnahmeregelung und nachgeschalteter MIN-Auswahl möglich (Abschnitt 8.3.9.5).
- E 8.3-63 Es muß eine Anlagenzustands-Signalisation eingeführt werden, mit der Ausfälle von Stellungsanzeigen an Ventilen besser erkannt werden können (Abschnitt 8.3.9.6).
- E 8.3-64 Der Füllstand in den Ölbehältern der Ölkreisläufe der Hauptumwälzpumpen muß überwacht und mit Warnmeldungen ausgerüstet werden (Abschnitt 8.3.9.6).
- E 8.3-65 Die Dampferzeugerfüllstandsmessung und die Grenzwerteinstellung müssen durch technische Maßnahmen verbessert werden. Insbesondere muß ein Gleichlauf von Meßanzeigen gleicher Meßgrößen erreicht werden (Abschnitt 8.3.9.6).
- E 8.3-66 Die Prüfmöglichkeiten sind grundsätzlich so zu automatisieren bzw. so festzulegen, daß es nicht zu unerwünschten Transienten kommen kann (Abschnitt 8.3.9.6).
- E 8.3-67* Es sind Vorkehrungen zu treffen, daß ein Umschalten der Dampferzeugerfüllstandsregelung auf Anfahrregelung bei Leistungsbetrieb verhindert wird (Abschnitt 8.3.9.6).

- E 8.3-68* Nullpunkts- und Grenzwerteinstellungen sind durch Prüfungen oder fehler-selbstmeldend zu überwachen (Abschnitt 8.3.9.6).
- E 8.3-69 Die Dampferzeuger-Füllstandsmessung muß auch bei schnellen Änderungen des Frischdampfdrucks zuverlässig arbeiten (Abschnitt 8.3.9.6, KS).

C. Eigenbedarfsversorgung

- E 8.3-2 Die Prüfung der Isolierung aller in sicherheitstechnisch bedeutsamen Systemen zur Steuerung oder Energieversorgung eingesetzten Kabel ist durchzuführen (Abschnitt 8.3.1 und Abschnitt 8.3.5, KS).
- E 8.3-3 Die Prüfung der Auswirkungen der nachgerüsteten Brandschutzmaßnahmen auf die Betriebssicherheit der Kabel sollte durchgeführt werden. An allen Energieversorgungskabeln, die großflächig mit Brandschutzmitteln behandelt wurden, sind die Temperaturen zu überprüfen (Abschnitt 8.3.1, KS).
- E 8.3-9 Die Stromversorgung der Meßwertgeber einer Anregeebe-ne ist aufzutrennen (Abschnitt 8.3.2).
- E 8.3-23 Die Schaltanlage muß kurzschlußfest sein (ausreichende Selektivität) (Abschnitt 8.3.4).
- E 8.3-29* Die Verkabelung der sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen und Pumpen muß korrekt ausgeführt und überprüft werden (Abschnitt 8.3.6, KS).
- E 8.3-31 Die Anlage muß einzelfehlerfest sein (Abschnitt 8.3.6, KS).
- E 8.3-39 Die Stromversorgung der drei Kanäle des Aggregateschutzes muß auf verschiedene, physikalisch getrennte Schienen aufgeteilt werden (Abschnitt 8.3.8.1).
- E 8.3-40 Die Schrankeinspeiseschalter müssen gegen versehentliche Betätigung gesichert werden (Abschnitt 8.3.8.1).

- E 8.3-41 Die 6-kV-Schalter müssen gegen geeignete Schalter ausgetauscht werden (Abschnitt 8.3.8.2) (vergleiche E 6.5-3).
- E 8.3-44 Die Auslegung der Spannungsversorgung des Leistungs- und Frequenzmessungssystems der Hauptumwälzpumpenüberwachung soll durch die Trennung auf verschiedene Versorgungsschienen geändert werden (Abschnitt 8.3.9.1).
- E 8.3-45 Die Zuverlässigkeit der Versorgungsschienen einschließlich der Kabel, der Anschlüsse und der Kontakte ist zu verbessern (Abschnitt 8.3.9.1).

D. baulich-technische Ausführung

- E 8.3-22 Die physikalisch räumliche Trennung der EB-Versorgungsschienen bedarf einer Ertüchtigung (Abschnitt 8.3.4).
- E 8.3-28 Das Maschinenhausdach und das Dach der Äußeren Umbauung sind abzudichten (Abschnitt 8.3.5, KS).
- E 8.3-42 Das Eindringen von Feuchtigkeit und Wasser in Schaltanlagenräume ist durch bauliche Maßnahmen und einen geeigneten Aufbau der Lüftungsanlage zu verhindern (Abschnitt 8.3.8.4).

E. Organisation, Betriebsvorschriften, Qualitätssicherung/-Kontrolle

- E 8.3-30 Die Qualitätssicherung (Einganginspektion usw.) muß so ausgebaut werden, daß Funktionsfehler der Ventile vor dem Einbau erkannt werden (Abschnitt 8.3.6, KS).
- E 8.3-70 Von allen in sicherheitstechnisch wichtigen Bereichen der Anlagen eingesetzten Komponenten sind detaillierte Qualitätssicherungsnachweise der Hersteller zu verlangen und zusätzlich auch umfangreiche eigene Kontrollen durchzuführen (Abschnitt 8.3.10).

Anhänge

Anhang 1 Begriffe

Anhang 2 Verzeichnis der angewendeten bundesdeutschen Regeln und Richtlinien

Anhang 3 Auflistung der Empfehlungen in Anlehnung an die Standardgliederung von TÜV/GRS-Gutachten für Kernkraftwerke mit Druck- oder Siedewasserreaktoren

Anhang 1

BEGRIFFE	
SU-, DDR-Bezeichnung	Bundesdeutsche Bezeichnung
Bauanlagen	
Containment, (Stahlzellencontainment), (Hermetik)	Sicherheitsbehälter (SB), (Reaktorsicherheitsbehälter)
Containment-Innenräume, (Hermetische Räume)	SB-Innenräume
Maschinenhaus	Maschinenhaus
Notstromgebäude	Notstromdieselgebäude
Reaktorgebäude, (Apparatehaus), (Reaktorhaus)	Reaktorgebäude und Reaktorhilfsanlagengebäude
Reaktorsaal	Brennelementwechselfühne
Reaktorschacht, (Apparateschacht)	Reaktorgrube
Versatzteil	Ankerplatte, Durchführungskonstruktion
Versatzteil, hermetisches	Sicherheitsbehälterdurchführung
Systeme, Komponenten	
Primärkreislauf, Reaktorkern	
Absorberstab, (Absorberelement), (Absorberfingerstab), (Absorber, beweglicher)	Absorberstab, (Fingerstab), (Steuerstab)
Absorberstab, abbrennbarer, (Absorber, abbrennbarer)	Absorberstab, abbrennbarer
Brennelement	Brennstab
Brennstoffkassette	Brennelement
Druckhalter, (Volumenkompensator)	Druckhalter
Hauptumwälzpumpe (HUP), (Hauptkühlmittelpumpe)	Hauptkühlmittelpumpe (HKP)
Hauptumwälzleitung (HUL), (Hauptkühlmittelleitung)	Hauptkühlmittelleitung (HKL), (Primärkühlmittelleitung)
Kassettenkorb	Kernumfassung
Primärkreislauf (PKL), (Erster Kreislauf), (Hauptkühlkreislauf)	Primärkreislauf, (Primärsystem), (Reaktorkühlsystem), (Druckführende Umschließung)
Reaktordruckgefäß (RDG)	Reaktordruckbehälter (RDB)
Reaktorkern, (Spaltzone), (Aktive Zone)	Reaktorkern
Schacht	Kernbehälter, (Kernmantel mit Boden)
Schutzrohrblock	Kerngerüst, oberes
Steuerelement, (Regelorgan), (SUS-Organ), (Cluster)	Steuerelement, (Regelement)

BEGRIFFE	
SU, DDR-Bezeichnung	Bundesdeutsche Bezeichnung
Reaktorhilfsanlagen	
Havarieborbehälter (HBB), (Vorratsbehälter für Borsäurelösung)	Flutbehälter, (Flutbecken)
Havariekühler, (Wärmetauscher des SAOS)	Nachwärmekühler, (Nachkühler)
Havariekühlsystem, (Spaltzonenhavariekühlsystem (SAOS))	Not- und Nachkühlsystem, (Nukleares Nachwärmeabfuhrsystem)
Hochdruck(HD)-Havarieboreinspeisepum-pe, (HD-Havarieboreinspritzpumpe), (HD-Borförderpumpe)	Zusatzborierpumpe
Hochdruck(HD)-Havarieboreinspeisesystem	Zusatzboriersystem
Hochdruck(HD)-Notkühlpumpe, (Havarieboreinspritzpumpe)	Hochdruck(HD)-Einspeisepumpe, (Sicherheitseinspeisepumpe)
Hochdruck(HD)-Notkühlsystem, (Havarieboreinspeisesystem)	Hochdruckeinspeisesystem
Kernflutbehälter, (SAOS-Behälter), (Hydrobehälter SAOS)	Druckspeicher
Niederdruck(ND)-Notkühlpumpe, (Havarieabkühlpumpe)	Nachkühlpumpe
Niederdruck(ND)-Notkühlsystem	Niederdruckeinspeisesystem, (Nachkühlkreislauf)
Spezielle Wasseraufbereitung I (SWA I) Spezielle Wasseraufbereitung II (SWA II)	Kühlmittelreinigungssystem
Zuspeisesystem, (Zuspeisung und Absalzung)	Volumenregelsystem und Kühlmittelentgasungssystem
Reaktorschutz, Reaktorregelung	
Havarieschutzsystem	Reaktorschutzsystem-Auslösung der Reaktorschnellabschaltung
Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems, (Sicherheitssteuer-system)	Reaktorschutzsystem ohne Auslösung der Reaktorschnellabschaltung
Steuer- und Schutzsystem (SUS) einschließlich Havarieschutzsystem	Schnellabschaltsystem (einschließlich Auslösung), Neutronenflußinstrumentierung (ohne Incore) und Reaktorregelung
Warnschutz	Reaktorleistungsbegrenzung

BEGRIFFE	
SU-, DDR-Bezeichnung	Bundesdeutsche Bezeichnung
Aktivitätsrückhaltung	
Gebäudesprühpumpe, (Sprinklerpumpe)	Gebäudesprühpumpe
Gebäudesprühsystem, (Sprinklersystem)	Gebäudesprühsystem
Lokalisierungsarmatur	Durchdringungsarmatur
Lokalisierungssystem	Sicherheitsbehälter, Durchdringungsabschluß und Gebäudesprühsystem, (Sicherheitseinschluß)
Sekundärkreislauf	
Abkühlanlage	
BRU-A	Abblaseregelventil
BRU-K	Umleitstation
BRU-SN, (Eigenbedarfsreduzierstation)	
Dampferzeugerabsatzungsanlage	Dampferzeugerabschlämmsystem
Dampferzeuger (DE)-Siederohre	Dampferzeuger (DE)-Heizrohre
Deionatsystem, (Deionatversorgung)	Deionatversorgung
Frischdampfsystem	Frischdampfsystem
Frischdampf- Abschlußarmatur, (Schnellschließende Armatur), (SSA)	Frischdampf-Abschlußarmatur (FD-AA)
Hauptkondensatsystem	Hauptkondensatsystem
Havariespeisewassersystem	Notspeisewassersystem
Hilfsspeisewassersystem	An- und Abfahrssystem
Maschinenkondensator, (Turbinenkondensator)	Turbinenkondensator
Sekundärkreislauf, (Zweiter Kreislauf)	Sekundärkreislauf, (Dampfkraftanlage)
Speisewassersystem	Speisewassersystem
Technologischer Kondensator	
Kühlwassersysteme	
Hauptkühlwassersystem	Hauptkühlwassersystem
Nebenkühlwassersystem A, (Sicheres Nebenkühlwassersystem), (Technisch-Wasserversorgung der Verbraucher der Gruppe A)	Nukleares Nebenkühlwassersystem

BEGRIFFE	
SU-, DDR-Bezeichnung	Bundesdeutsche Bezeichnung
Nebenkühlwassersystem B, (Technisch-Wasserversorgung der Verbraucher der Gruppe B)	Konventionelles Nebenkühlwassersystem
Zwischenkühlkreislauf (ZKKL)	Nukleares/Konventionelles Zwischenkühlssystem
Allgemein	
Betriebsregime	Betriebsart
(Zweijahres)-Kampagne	(Zweijahres)-Zyklus

Anhang 2

Verzeichnis der angewendeten bundesdeutschen Regeln und Richtlinien

• Übergeordnete Bewertungsmaßstäbe

- Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990
Bundesanzeiger Nr. 64 a vom 31. März 1990
- Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV,
- Störfall-Leitlinien -
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 18. Oktober 1983,
Bundesanzeiger Nr. 245 vom 31. Dezember 1983
- Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 26. Juli 1976
Gemeinsames Ministerialblatt Nr. 26 vom 30. August 1976
- Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 17. Mai 1979, vom 28. November 1979 und vom 2. März 1984
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 17. Mai 1979 (Gemeinsames Ministerialblatt 1979, S. 161), vom 28. November 1979 (Gemeinsames Ministerialblatt 1980, S. 90) und vom 10. Mai 1984 (Gemeinsames Ministerialblatt 1984, S. 208)
- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 22. März und am 12. Oktober 1977
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 21. Oktober 1977,
Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. November 1977
- Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen (ZPI), verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 7. September 1982
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 20. Oktober 1982,
Bundesanzeiger Nr. 6 a vom 11. Januar 1983

- Reaktor-Sicherheitskommission
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981, Bundesanzeiger Nr. 69 vom 14. April 1982,
mit Berücksichtigung der Änderungen gemäß Bundesanzeiger Nr. 106 vom 10.
Juni 1983 und Bundesanzeiger Nr. 104 vom 5. Juni 1984
- Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission
Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der
Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV
Gemeinsame Empfehlung, Bekanntmachung des Bundesministers des Inneren
vom 18. Oktober 1983, Bundesanzeiger Nr. 245 vom 31. Dezember 1983
- Reaktor-Sicherheitskommission
Rahmenspezifikation Basissicherheit
Stand: 25. April 1979, 2. Anhang zum Abschnitt 4.2 der RSK-Leitlinien für Druck-
wasserreaktoren, Bundesanzeiger Nr. 167 vom 6. September 1979
- Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlen-
schutzverordnung - StrlSchV)
Neufassung vom 30. Juni 1989, Bundesgesetzblatt I, Nr. 34, vom 12. Juli 1989,
mit Berücksichtigung der Berichtigungen und Änderungen bis zur zweiten
Änderung gemäß Bundesgesetzblatt II, Nr. 35, vom 28. September 1990

- **Richtlinien**

- Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierter Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände (Stand: August 1976)
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 13. September 1976, Bundesanzeiger Nr. 179 vom 22. September 1976
- Institut für Bautechnik, Berlin
Ergänzende Bestimmungen zu den "Richtlinien für die Bemessung von Stahlbetonteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen - Fassung Juli 1974 - "
Fassung November 1975
- Institut für Bautechnik, Berlin
Richtlinien für die Bemessung von Stahlbetonteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen (Erdbeben, äußere Explosionen, Flugzeugabsturz)
Fassung Juli 1974
- Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge, (IWRS-Richtlinie), verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 10. Mai 1978
Rundschreiben des Bundesministers des Innern vom 10. Juli 1978, Gemeinsames Ministerialblatt Nr. 28 vom 31. August 1978
- VGB Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber e. V.
VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, - VGB-R401J -
Zweite Ausgabe, 1988

- **KTA-Regeln**

KTA 1301.1	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung Fassung 11/84
KTA 1501	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken Fassung 6/91
KTA 1501.1	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken; Teil 1: Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor Fassung 6/86
KTA 1502.1	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren Fassung 6/86 mit Berücksichtigung der Korrektur vom 6. Oktober 1986
KTA 1503.1	Messung und Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Messung und Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb Fassung 2/79
KTA 1504	Messung flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen Fassung 6/78
KTA 1506	Messung der Ortsdosisleistung in Sperrbereichen von Kernkraftwerken Fassung 6/86 mit Berücksichtigung der Korrektur vom 25. November 1986
KTA 2101.1	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes Fassung 12/85
KTA 2101.2	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen; Regelentwurfsvorlage Fassung 6/91
KTA 2101.3	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen; Regelentwurfsvorlage Fassung 11/90
KTA 2102	Fluchtwege in Kernkraftwerken; Regelentwurf Fassung 6.90
KTA 2201.1	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze Fassung 6/90

- KTA 2201.3 Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 3: Auslegung der baulichen Anlagen; Regelvorlage
Fassung 6/91
- KTA 3101.1 Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung
Fassung 2/80
- KTA 3101.2 Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme
Fassung 12/87
- KTA 3103 Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren
Fassung 3/84
- KTA 3201.1 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 1: Werkstoffe
Fassung 6/90
- KTA 3201.2 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
Fassung 3/84
- KTA 3201.3 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 3: Herstellung
Fassung 12/87
- KTA 3201.4 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung
Fassung 6/90
- KTA 3203 Überwachung der Strahlenversprödung von Werkstoffen des Reaktordruckbehälters von Leichtwasserreaktoren
Fassung 3/84
- KTA 3204 Reaktordruckbehälter-Einbauten
Fassung 3/84
- KTA 3211.1 Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 1: Werkstoffe
Fassung 6/91
- KTA 3211.2 Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung; Regelvorlage
Fassung 3/91

KTA 3211.3	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 3: Herstellung Fassung 6/90
KTA 3211.4	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen; Regelentwurf Fassung 6/90
KTA 3301	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren Fassung 11/84
KTA 3303	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren Fassung 6/90
KTA 3401.1	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 1: Herstellung Fassung 11/86
KTA 3401.2	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 2: Konstruktion und Berechnung Fassung 6/85
KTA 3402	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Personenschleusen Fassung 11/76
KTA 3403	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken Fassung 10/80
KTA 3404	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen von Betriebssystemen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in dem Reaktorsicherheitsbehälter Fassung 9/88
KTA 3405	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode Fassung 2/79
KTA 3407	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter Fassung 6/91
KTA 3409	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Materialschleusen Fassung 6/79
KTA 3413	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldrucksicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage Fassung 6/89
KTA 3501	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems Fassung 6/85

- KTA 3502 Störfallinstrumentierung
Fassung 11/84
- KTA 3601 Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken
Fassung 6/90
- KTA 3701.1 Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken;
Teil 1: Einblockanlagen
Fassung 6/78
- KTA 3702.1 Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung
Fassung 6/80
- KTA 3703 Notstromerzeugungsanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken
Fassung 6/86
- KTA 3704 Notstromanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern in Kernkraftwerken
Fassung 6/84
- KTA 3901 Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke
Fassung 3/81
- KTA 3902 Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken
Fassung 11/83
- KTA 3904 Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken
Fassung 9/88

- **DIN-Normen**

DIN 1045	Beton und Stahlbeton; Bemessung und Ausführung Fassung 7/88
DIN 1055 Teil 4	Lastannahmen für Bauten; Verkehrslasten, Windlasten bei nicht schwingungsanfälligen Bauwerken Fassung 8/86
DIN 1055 Teil 4 A1	Lastannahmen für Bauten; Verkehrslasten, Windlasten bei nicht schwingungsanfälligen Bauwerken, Änderung 1, Berichtigungen Fassung 6/87
DIN 1055 Teil 5	Lastannahmen für Bauten; Verkehrslasten, Schneelast und Eislast Fassung 6/75
DIN 8556 Teil 1	Schweißzusätze für das Schweißen nichtrostender und hitzebeständiger Stähle; Bezeichnung; Technische Lieferbedingungen Fassung 5/86
DIN 17440	Nichtrostende Stähle; Technische Lieferbedingungen für Blech, Warmband, Walzdraht, gezogenen Draht, Stabstahl, Schmiedestücke und Halbzeug Fassung 7/85
DIN 25436	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode; Sicherheitstechnische Anforderungen Fassung 7/80
DIN 25440	Klassifikation der Räume des Kontrollbereichs von Kern- kraftwerken nach Ortsdosisleistung Fassung 11/82
DIN V 25459	Sicherheitsumschließung aus Stahlbeton und Spannbeton für Kernkraftwerke; Vornorm Fassung 4/90

Anhang 3

Auflistung der Empfehlungen in Anlehnung an die Standardgliederung von TÜV/GRS-Gutachten für Kernkraftwerke mit Druck- oder Siedewasserreaktoren

- **Gliederung der Auflistung**

- 1 Kraftwerksanlage**
 - 1.1 Auslegungsanforderungen**
 - 1.2 Qualitätssicherung**
 - 1.3 Bauanlagen**
 - 1.4 Containment**
 - 1.5 Reaktorkern**
 - 1.6 Primärkreislauf mit Reaktordruckgefäß**
 - 1.6.1 Reaktordruckgefäß
 - 1.6.2 Reaktordruckgefäßeinbauten
 - 1.6.3 Hauptumwälzpumpen
 - 1.6.4 Hauptumwälzleitungen
 - 1.6.5 Dampferzeuger
 - 1.6.6 Druckhalte- und Abblasesystem
 - 1.7 Reaktorhilfsanlagen**
 - 1.7.1 Abschalt Einrichtungen
 - 1.7.2 Not- und Nachkühlung
 - 1.7.2.1 Havariekühlsystem, Gebäudesprühsystem
 - 1.7.2.2 Havariespeisewassersystem, Notstandssystem
 - 1.7.2.3 Sekundärseitige Nachwärmeabfuhr
 - 1.7.3 Handhabung und Kühlung der Brennstoffkassetten
 - 1.7.4 Sonstige Reaktorhilfsanlagen
 - 1.8 Lufttechnische Anlagen**
 - 1.9 Sekundärkreislauf**
 - 1.10 Kühlwassersysteme**
 - 1.11 Kraftwerkshilfsanlagen**
 - 1.12 Elektrotechnische Anlagen**
 - 1.13 Anlagen zum Messen, Steuern, Regeln**

- 1.14 Havarieschutzsystem, Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems
- 1.15 Brandschutz
- 2 Radioaktive Stoffe und Strahlenschutzmaßnahmen
 - 2.1 Strahlung und Abschirmung
 - 2.2 Abgabe radioaktiver Stoffe und radiologische Belastung der Umgebung
 - 2.3 Strahlungsüberwachung
 - 2.4 Strahlenschutz des Personals
- 3 Störfallanalyse
 - 3.1 Reaktivitätsstörfälle
 - 3.2 Störungen der Wärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust
 - 3.3 Kühlmittelverluststörfälle
 - 3.4 Weitere anlageninterne Störfälle
 - 3.5 Äußere Einwirkungen
 - 3.6 Radiologische Störfallauswirkungen

- **Klassifizierung der Empfehlungen**

U = weitere Unterlagen erforderlich

N = Nachweis, Überprüfung erforderlich

Ä = Änderung empfohlen

***** = wesentliche Empfehlung (steht vor der Nr. der Empfehlung)

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	Ä
1 Kraftwerksanlage				
1.1 Auslegungsanforderungen				
* E 2.7-1	Eva-Konzept	+		
* E 2.7-2	Flugzeugabsturz		+	
E 7.2-5	Redundanztrennung		+	
E 8.3-31	Einzelfehlerkriterium			+
1.2 Qualitätssicherung				
E 8.3-30	Eingangskontrolle			+
E 8.3-70	Qualitätssicherungsnachweise			+
1.3 Bauanlagen				
E 7.1-4	Auslegung des Reaktorgebäudes		+	
* E 7.1-5	Antwortspektren aus Einwirkungen von außen für das Reaktorgebäude	+		
E 7.2-19	Dichtheit der Kammern des Reaktorgebäudes unterhalb 13,20 m		+	
E 8.3-28 E 8.3-42	Eindringen von Feuchtigkeit oder Wasser		+	+
1.4 Containment				
E 5.2-3	Druckdifferenzbelastung beim Kühlmittelverluststörfall		+	
* E 6.3-3 * E 7.2-22	Integrität des Havarieborbehälters und seiner Abflüsse		+	+
* E 6.3-20	Leckabsaugesystem			+
* E 6.3-22	Begrenzung und Überwachung der Wasserstoffkonzentration		+	+
* E 7.1-1	Belastungen aus Komponentenversagen		+	
E 7.1-2	Zulassung für Stahlzellenverbundbauweise		+	
E 7.1-3	Verankerungen der Versatzteile		+	
E 7.1-6	Unterdruckprüfung		+	
* E 7.1-7	Aktivitätsrückhaltung		+	
E 7.2-15	Rückstellmöglichkeit bei Containmentabschluß für die Löschwasserversorgung		+	+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.4 Containment (Fortsetzung)				
E 8.3-11	Fehlauslösung von Containmentabschlußarmaturen			+
1.5 Reaktorkern				
E 4.1-1	Kernauslegung	+		
* E 4.1-2	Low-Leakage-Beladung			+
* E 4.1-3	Steuerelement-Einfahrtiefe			+
E 4.1-4 E 4.1-7 E 4.1-8	Abschaltreaktivität		+	
E 4.1-5	Teillange Steuerelemente			+
* E 4.1-6	Leistungsdichteverteilungsregelung einschließlich Xenonregelung			+
E 4.1-9	Messung der Leistungsdichteverteilung	+		
* E 4.1-10 * E 4.1-11	Kern-Inneninstrumentierung			+
E 4.1-13	DNB-Korrelation	+		
* E 4.1-14	Leistungsdichtebegrenzungs-system		+	
E 4.1-17	Brennstoffkassetten - Betriebserfahrung	+		
E 4.1-18	Werkstoff der Brennstoffkassetten		+	
E 4.1-19	Kernbauteile - Eignungsnachweis für Normalbetrieb		+	
E 4.1-20	Kernbauteile - Eignungsnachweis für Störfälle		+	
1.6 Primärkreislauf mit Reaktordruckgefäß				
E 4.2-10	Eintrag von Verunreinigungen		+	+
E 4.2-11	Überwachung der chemischen Parameter			+
* E 4.2-16	Vermeidung kalter Druckauflastungen			+
E 4.2-21	Ausschlagbegrenzer		+	
E 7.3-8	Minimierung der Leckagen		+	
E 8.3-66	Durchführung von Funktionsprüfungen			+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.6.1 Reaktordruckgefäß				
* E 4.2-1	Werkstoffversprödung		+	
E 4.2-4	Festigkeitsnachweis		+	
E 4.2-5	Anwendbarkeit der Ultraschallprüfung		+	
E 4.2-6	Auswertung der Fertigungsdokumentation des Reaktordruckgefäßdeckels		+	
* E 4.2-7	Prüfkonzept für Reaktordruckgefäßdeckel		+	
E 4.2-8	Leckkontrollsystem für Reaktordruckgefäßdeckel		+	
E 4.2-14	Einbau von Abschirmkassetten			+
* E 4.2-15	Aussagekraft der Prüfergebnisse an Einhängeproben		+	
* E 4.2-17	Prüftechnik			+
1.6.2 Reaktordruckgefäßeinbauten				
E 4.1-15	Werkstoffe		+	
E 4.1-16	Festigkeit		+	
1.6.3 Hauptumwälzpumpen				
E 4.2-3	Werkstoffprüfung und -qualifikation		+	
E 4.2-4	Festigkeitsnachweis	+		
E 4.2-5	Anwendbarkeit der Ultraschallprüfung		+	
E 7.2-9	Brandgefahrenanalyse für die Ölversorgung	+		
E 8.3-1	Logik des Ölkreises			+
E 8.3-20	Reserve-Einschaltung für die Ölpumpen			+
E 8.3-44	Hauptumwälzpumpen-Überwachung			+
E 8.3-64	Füllstandsüberwachung der Ölkreisläufe			+
1.6.4 Hauptumwälzleitungen				
* E 4.2-2	Rißanfälligkeit der Montagenähte		+	
E 4.2-4	Festigkeitsnachweis		+	
E 4.2-5	Anwendbarkeit der Ultraschallprüfung		+	
E 4.2-20	Statische Berechnung	+		

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.6.5 Dampferzeuger				
E 4.2-4	Festigkeitsnachweis		+	
E 4.2-5	Anwendbarkeit der Ultraschallprüfung		+	
E 4.2-9	Prüfkonzept für Siederohre		+	
* E 4.2-18	Rißbildung an den kalten Kollektoren		+	+
* E 5.1-7	Leckausschluß beim Kollektor			+
E 8.3-25 E 8.3-65 E 8.3-69	Füllstandsmessung			+
E 8.3-47 E 8.3-48	Verriegelung der Bespeisung		+	+
E 8.3-67	Füllstandsregelung			+
1.6.6 Druckhalte- und Abblasesystem				
E 4.2-4	Festigkeitsnachweis		+	
E 4.2-5	Anwendbarkeit der Ultraschallprüfung		+	
* E 5.1-19	Auslegung für ATWS-Störfall			+
* E 6.3-18	Absperrbares Druckhalter-Abblaseventil			+
E 6.3-19	Funktionsfähigkeit der Druckhalter-Sicherheitsventile		+	
E 8.3-6	Druckhalterfüllstandsmessung			+
E 8.3-58	Schutzverriegelung der Absperrarmatur der Druckhalter-Sprühleitung			+
1.7 Reaktorhilfsanlagen				
1.7.1 Abschaltanlagen				
E 4.1-4 E 4.1-7 E 4.1-8	Abschaltreaktivität		+	
* E 5.1-20	Abschaltung beim ATWS-Störfall			+
E 6.2-1	Schnellabschaltsystem	+		
E 6.2-2	Funktionssicherheit des HD-Havarie-boreinspeisesystems	+		
* E 6.2-3	Druckhaltersprühung mit dem HD-Havarieboreinspeisesystem			+
* E 6.2-4	HD-Havarieboreinspeisesystem als Teil des Sicherheitssystems			+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.7.1 Abschalteinrichtungen (Fortsetzung)				
E 6.2-5	Ertüchtigung des Zuspaisesystems			+
E 8.3-4	Konstruktion der Absorberstabantriebe		+	
E 8.3-5	Ansteuerenebene der Absorberstabantriebe		+	
1.7.2 Not- und Nachkühlung				
1.7.2.1 Havariekühlsystem, Gebäudesprühsystem				
* E 5.1-4	Redundanz des Havariekühlsystems		+	+
E 6.3-1	Wasservorräte des Havariekühlsystems		+	
E 6.3-2	Funktionsfähigkeit und Wirksamkeit der Sumpfabdeckung		+	
* E 6.3-3	Integrität von Havariebehälter und Anschlußleitungen		+	+
* E 7.2-22				
* E 6.3-5 E 8.3-21	Einspeisearmaturen des Havariekühlsystems			+
E 6.3-6	Dichtheitsüberwachung der Einspeiserückschlagklappen des Havariekühlsystems		+	
E 6.3-7	Betriebsbewahrung der Pumpen des Havariekühlsystems und des Gebäudesprühsystems		+	
E 6.3-8	Wirksamkeit der Sprinklerdüsen		+	
E 6.3-9	Funktionsprüfung des Gebäudesprühsystems		+	
E 6.3-23 E 8.3-15	Kühlung der HD-Notkühlpumpen im Rezirkulationsbetrieb		+	
E 8.3-13	Ertüchtigung der HD-Notkühlpumpen			+
E 8.3-14	Pumpenschutz für HD-Notkühlpumpen			+
E 8.3-16	Verunreinigung des Havariekühlsystems			+
1.7.2.2 Havariespeisewassersystem, Notstandssystem				
* E 6.3-10	Räumliche Trennung der Havariespeisewasserbehälter		+	+
* E 6.3-17	Notstandssystem			+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.7.2.3 Sekundärseitige Nachwärmeabfuhr				
* E 5.1-6	BRU-A-Vorabsperrventile			+
* E 6.3-13				
* E 6.3-11	Basissicherheit der Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Raum 820 der Äußeren Umbauung		+	
* E 6.3-12	Eva-Sicherheit und Sektionierung des Raumes A820 der Äußeren Umbauung			+
E 8.3-33 E 8.3-34 E 8.3-35	Ertüchtigung der BRU-A			+
1.7.3 Handhabung und Kühlung von Brennstoffkassetten				
E 7.2-24	Konstruktive Gestaltung der Anschlußleitungen des Abklingbeckens	+		
E 7.2-27	Umlademaschine		+	
1.7.4 Sonstige Reaktorhilfsanlagen				
E 7.2-20	Gebäudeentwässerung			+
* E 7.2-21	Leckageerkennung			+
1.8 Lufttechnische Anlagen				
E 6.3-21	Wirksamkeit und Funktionstüchtigkeit		+	
E 7.2-7	Brandschutzklappen	+		+
E 8.3-42	Einhaltung von Raumzuständen		+	
1.9 Sekundärkreislauf				
* E 4.2-12	Werkstoffkonzept		+	
E 5.1-2	Abfahren bei Leck im Primärkreislauf			+
E 5.1-11	Ausschluß von Frischdampfleitungslecks			+
* E 5.1-12	Folgebrüche bei Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüchen			+
E 8.3-18	Turbinenstellventile der Turbospeisewasserpumpen			+
E 8.3-50	Dimensionierung der Speisewasserleitungen und Speisewasserregelung			+
E 8.3-57	Ausdampfen in das Hilfsdampfnetz			+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.9 Sekundärkreislauf (Fortsetzung)				
E 8.3-61	Verunreinigung der Ölkreisläufe der Turbinenregelung			+
E 8.3-62	Ertüchtigung der Turbinenregelung			+
E 8.3-66	Durchführung von Funktionsprüfungen			+
1.10 Kühlwassersysteme				
* E 6.3-4	Zwischenkühlkreislauf			+
* E 6.3-14	Wasservorräte in den Sprühbecken des Nebenkühlwassersystems A		+	+
E 6.3-15 E 6.3-16	Eva-Sicherheit des Nebenkühlwassersystems A		+	+
1.11 Kraftwerkshilfsanlagen				
E 7.2-25	Rundlaufkran im Containment			+
E 7.2-26	Krananlagen in der Turbinenhalle, dem Speisewasserbehältertrakt und in der Äußeren Umbauung			+
1.12 Elektrotechnische Anlagen				
E 6.5-1	Netzanschluß-Redundanz			+
* E 6.5-2	Notstromnetzanschluß			+
* E 6.5-3 E 8.3-41 E 8.3-45	Zuverlässigkeit der Kabel und Schalter			+
* E 6.5-4 E 8.3-23	Eigenbedarfsanlage, Selektivität bei Kurzschluß und Schutz gegen Folgeausfälle			+
E 6.5-5	Diesele-generator-Unterfrequenzanregung			+
E 6.5-6	Rückschaltung von Notstrom- auf Normaleinspeisung			+
* E 6.5-7	Batteriekapazität		+	
E 6.5-8	Notstromanlage, Selektivität bei Kurzschluß			+
* E 6.5-9	Zuverlässigkeit der Notstromanlage		+	
E 6.5-10	Leistungserhöhung der Notstromanlage			+
E 8.3-2 E 8.3-3	Kabelisolierung			+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.12 Elektrotechnische Anlagen (Fortsetzung)				
E 8.3-10	Fehlschaltungen im Eigenbedarfsnetz			+
E 8.3-22	Räumliche Trennung der Eigenbedarfsversorgungsschienen			+
E 8.3-24	Ölpumpen der Notstromdiesel			+
E 8.3-29	Verkabelung von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen und Pumpen		+	
E 8.3-36	Dieselgenerator-Reserveregler			+
E 8.3-37	Überwachung der Batterien			+
E 8.3-38	Warnanlage für Diesel-Startluftanlage			+
1.13 Anlagen zum Messen, Steuern, Regeln				
* E 4.1-3 E 4.1-13	Steuerelement-Einfahrtiefe			+
* E 4.1-6 E 8.3-56	Leistungsdichteverteilungsregelung		+	+
E 4.1-9	Messung der Leistungsdichteverteilung	+		
* E 4.1-10 * E 4.1-11	Kern-Inneninstrumentierung			+
* E 4.1-14	Leistungsdichtebegrenzungssystem		+	
E 4.2-11	Überwachung der chemischen Parameter im Primärkreislauf und im Zuspiesesystem		+	+
E 6.4-1	Leistungsbetrieb ohne Blockrechner		+	
* E 6.4-2 E 8.3-22	Entkopplung und Vorrang zwischen Block- und Reservewarte		+	+
E 6.4-3	Betrieb der Reservewarte		+	
* E 6.4-4	Moderne Rechentechnik			+
* E 6.4-5	Kerninstrumentierung, Leistungsbegrenzungssystem			+
E 6.4-6 E 8.3-55	Zuverlässigkeit der Betriebsleittechnik		+	+
E 6.4-7	Druckmeßgeber			+
* E 6.4-8	Anlagenregelung			+
* E 6.4-20	Störfallinstrumentierung		+	+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	Ä
1.13 Anlagen zum Messen, Steuern, Regeln (Fortsetzung)				
* E 7.2-8	Entkopplung von Block- und Reservewarte aus brandschutztechnischen Gründen			+
* E 7.2-23	Schutz der Reservewarte vor Überflutung			+
E 8.3-2	Kabelisolierung			+
E 8.3-7	Anzeige der Anregekriterien bei Reaktorschnellabschaltung			+
* E 8.3-8	Turbinenschnellschluß nach Reaktorschnellabschaltung			+
* E 8.3-12	Stromversorgung der Meßstellen des Sicherheitssystems	+	+	
* E 8.3-17	Ölfüllstandsmessung bei sicherheitsrelevanten Pumpen			+
* E 8.3-19 E 8.3-50	Speisewasserregelung			+
* E 8.3-29	Verkabelung von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen und Pumpen		+	
E 8.3-39	Stromversorgung des Aggregateschutzes			+
E 8.3-40	Sicherung von Schaltern gegen versehentliche Betätigung			+
E 8.3-43	Raumtemperaturregelung in sicherheitsrelevanten Räumen			+
E 8.3-46	Stromversorgung der Meß-, Steuer- und Regelsysteme		+	
E 8.3-51	Einstreuung aus der 220-V-Versorgung in die 24-V- und 48-V-Logik-Schaltkreise			+
E 8.3-53	Ertüchtigung des Warnschutzes			+
E 8.3-54	Relaiskontaktflächen			+
E 8.3-62	Ertüchtigung der Turbinenregelung			+
E 8.3-63	Anlagenzustands-Signalisation			+
* E 8.3-67	Dampferzeugerfüllstandsregelung			+
E 8.3-68	Überwachung von Nullpunkts- und Grenzwerteinstellungen			+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	Ä
1.14 Havarieschutzsystem, Schutzsystem für die Steuerung des Sicherheitssystems				
E 6.4-9	Geräte Diversität		+	
* E 6.4-10	Selbstüberwachung			+
* E 6.4-15				
* E 8.3-68				
* E 6.4-11	Grenzwertverstellung			+
* E 6.4-16				
* E 8.3-68				
E 6.4-12	Reparaturzeitbegrenzung		+	
E 6.4-14	Melde- und Prüfkonzept			+
E 6.4-17	Sicherheitsgefahrenmeldungen			+
E 6.4-18	Ausfall Stromversorgung		+	
* E 6.4-19	Zuverlässigkeit		+	
* E 8.3-55				
E 8.3-2	Kabelisolierung			+
E 8.3-9	Stromversorgung der Meßwertgeber			+
E 8.3-12	Stromversorgung der Meßstellen des Sicherheitssystems	+	+	
E 8.3-27	Entriegelung von Anregekriterien			+
E 8.3-46	Auslegung der Stromversorgung		+	
E 8.3-52	Redundanz der Meßkanäle		+	
E 8.3-59	Signal "Differenz zwischen Primärkreislauf- und Sättigungstemperatur kleiner 10 K"			+
E 8.3-60	Qualität von Anregekriterien			+
1.15 Brandschutz				
E 7.2-1	Einrichtungen mit großen Brandlasten		+	
E 7.2-2	Wiederkehrende Prüfungen an Brandschutzeinrichtungen	+		
E 7.2-3	Einwirkungen von außen mit Folgebrand		+	
E 7.2-4	Feuerwiderstandsklassen bei Stahlzellenverbundbauweise		+	
E 7.2-5	Redundanztrennung		+	

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
1.15 Brandschutz (Fortsetzung)				
E 7.2-6	Zuverlässigkeit der Brandschutzeinrichtungen		+	
E 7.2-7	Brandschutzklappen in Lüftungsleitungen	+		+
* E 7.2-8	Entkopplung von Block- und Reservewarte			+
E 7.2-9	Brandgefahrenanalyse für die Ölversorgung der Hauptumwälzpumpen	+		
* E 7.2-10	Trennung von redundanten Kabeln			+
E 7.2-11	Automatische Brandmelder			+
E 7.2-12	Zuverlässigkeit der Brandmelder		+	
E 7.2-13	Auslegung der Feuerlöschanlagen		+	
E 7.2-14	Redundanztrennung bei den Feuerlöschanlagen		+	
E 7.2-17	Betriebsfeuerwehr	+		
E 7.2-18	Einhaltung konventioneller Brandschutzanforderungen		+	
2 Radioaktive Stoffe und Strahlenschutzmaßnahmen				
2.1 Strahlung und Abschirmung				
E 7.3-5	Reaktorabschirmung		+	
2.2 Abgabe radioaktiver Stoffe und radiologische Belastung der Umgebung				
2.3 Strahlungsüberwachung				
* E 7.3-6	Systemtechnische und dosimetrische Strahlenschutzüberwachung			+
2.4 Strahlenschutz des Personals bei Instandhaltungsarbeiten				
E 7.3-1	Raumkennzeichnung	+		
E 7.3-2	Containmentbegehung			+
E 7.3-3	Größe des Hygienetraktes			+
E 7.3-4	Abschirmung und Aufenthaltsdauer		+	+

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	Ä
2.4 Strahlenschutz des Personals bei Instandhaltungsarbeiten (Fortsetzung)				
E 7.3-7	Lebensalterdosis des Instandhaltungspersonals		+	
E 7.3-8	Minimierung der Primärkreislaufleckagen		+	
E 7.3-9	Minimierung des Arbeitsumfanges		+	
E 7.3-10	Strahlenschutzvorsorge		+	
* E 7.3-11	Einsatz moderner Prüftechnik			+
E 7.3-12	Räumliche Gestaltung			+
E 7.3-13	Atemschutzmittel			+
3 Störfallanalyse				
* E 5.1-5	WWER-spezifische Störfälle		+	
* E 5.1-21	Erweiterung um weitere Störfälle		+	
E 6.4-17	Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung		+	
3.1 Reaktivitätsstörfälle				
* E 5.1-9	Neue Störfallanalysen		+	
3.2 Störungen der Wärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust				
* E 4.1-12	Ausfall der Hauptumwälzpumpen		+	
E 5.1-15	Stabilitätsverhalten des Reaktorkerns		+	
E 5.1-16	Neue Störfallanalysen		+	
* E 5.1-17	Nachrechnung aufgetretener Transienten		+	
3.3 Kühlmittelverluststörfälle				
* E 4.2-13	Brüche im Frischdampf-, Speisewasser- oder Havariespeisewassersystem, Folgebrüche		+	+
* E 5.1-12				
* E 4.2-19	Dampferzeugerkollektorschäden		+	
* E 5.1-5				
E 5.1-1	Reaktordruckgefäßleck		+	
* E 5.1-3	Primärkreislecks - neue Störfallanalyse		+	
* E 5.1-8	Störfallprozeduren			+
* E 5.1-10	Frischdampfleitungsbrüche, weitere Analysen		+	

Nr. der Empfehlung	Inhalt	Klassifizierung		
		U	N	A
3.3 Kühlmittelverluststörfälle (Fortsetzung)				
E 5.1-11	Frischdampfleitungsbruch zwischen Containmentdurchführung und Abschlußarmatur		+	+
* E 5.1-13	Lecks und Brüche im Speisewassersystem		+	
E 5.1-14	Lecks und Brüche im Frischdampfsystem		+	
E 5.2-1	Unterdruck im Containment nach 2F-Bruch einer Hauptumwälzleitung		+	
E 5.2-2	Sekundärkreislaufbruch im Containment		+	
E 5.2-3	Druckdifferenzen im Containment		+	
3.4 Weitere anlageninterne Störfälle				
* E 5.1-18	ATWS-Störfälle		+	
siehe Abschnitt 1.15	Brand			
E 7.2-16	Überflutung bei Brandbekämpfung		+	
E 7.2-19	Dichtheit der Kammern des Reaktorgebäudes unterhalb 13.20 m bei Strahl- und Wasserlasten		+	
E 7.2-13	Schutz der Reservewarte gegen Überflutung			+
E 7.2-24	Wasserverlust aus dem Abklingbecken	+		
3.5 Äußere Einwirkungen				
E 2.7-1	Eva-Konzept	+		
E 2.7-2	Flugzeugabsturz		+	
3.6 Radiologische Störfallauswirkungen				
* E 5.3-1	Dampferzeugerkollektorschäden		+	

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68 442
Telex 2 214 123 grs d

Forschungsgelände
85748 Garching b. München

Telefon (0 89) 3 20 04-0
Telefax (0 89) 3 20 04 299
Telex 5 215 110 grs md

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin

Telefon (0 30) 88 41 89-0
Telefax (0 30) 88 23 655