



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Sicherheitsbeurteilung des
Kernkraftwerks Greifswald,
Block 5 (WWER-440/W-213)

Vorwort

Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) hat die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH mit einer Sicherheitsbeurteilung für das Kernkraftwerk Greifswald, Block 5 beauftragt. Im Rahmen des Programmes der deutsch-sowjetischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes (Punkt 2, Sicherheitsanalysen WWER) wurde diese Sicherheitsbeurteilung gemeinsam mit sowjetischen Experten durchgeführt. Von sowjetischer Seite nahmen an der Sicherheitsbeurteilung teil: Minatomenergoprom der UdSSR (Ministerium für Atomenergieindustrie), Gospromatomenergoadsor der UdSSR (Staatskomitee für die Aufsicht), das Kurtschatow-Institut für Atomenergie, Atomenergoprojekt, OKB Gidopress (Hauptkonstrukteur) und das Allunionsinstitut für Kernkraftwerke.

Desweiteren bestand für die Untersuchungen eine enge Zusammenarbeit mit dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN).

Die Auffassungen der Fachleute der UdSSR und der Bundesrepublik Deutschland wurden auf gemeinsamen Beratungen, an denen auch Vertreter des IPSN teilgenommen haben, erörtert und in Protokollen festgehalten.

Das grundsätzliche Herangehen der beteiligten Fachleute zur Ertüchtigung des Blockes 5 im KKW Greifswald und die Auswahl der wichtigsten kompensierenden Ertüchtigungsmaßnahmen stimmen überein. Zu einer Reihe technischer Fragen, die im Bericht enthalten sind, sind zusätzliche Untersuchungen und Analysen erforderlich. Zur Klärung dieser Fragen sind weitere gemeinsame Arbeitstreffen zwischen den deutschen, sowjetischen und französischen Partnern vorgesehen.

Werden die im Bericht vorgeschlagenen Ertüchtigungsmaßnahmen verwirklicht, sind nach dem Stand der bisherigen Untersuchungen keine konzeptentscheidenden Mängel erkennbar, die aus technischer Sicht die Inbetriebnahme und den Leistungsbetrieb der Anlage grundsätzlich in Frage stellen.

INHALT

1.	Einführung	1
2.	Anlagen- und systemtechnische Merkmale in Kernkraftwerken vom Typ WWER-440/W-213	5
2.1	Primärkreis	6
2.2	Sekundärkreis	8
2.3	Kühlwassersysteme	10
2.4	Sicherheitstechnische Auslegung	10
2.4.1	Not- und Nachkühlsystem	11
2.4.2	Notspeisewassersystem	12
2.4.3	Nebenkühlwassersystem und Zwischenkühlkreislauf	13
2.4.4	Druckraumsystem	14
2.4.5	Lufttechnische Anlagen	15
2.4.6	Elektrische Energieversorgung	16
2.4.7	Leittechnik	17
2.5	Bilder zu Kapitel 2	20
	Tabelle 2-1	35
3.	Genehmigungsrechtliche Grundlagen	37
3.1	Genehmigungssituation Block 5	37
3.2	Geltende genehmigungsrechtliche Grundlagen	38
	Literatur zu Kapitel 3	42
4.	Reaktorkern und druckführende Komponenten	43
4.1	Kernauslegung	43
4.1.1	Neutronenphysikalische Kernauslegung	43
4.1.2	Thermohydraulische Kernauslegung	45
4.1.3	Mechanische Kernauslegung	46
4.1.4	Handhabungsstörfälle	60
4.2	Beurteilung der druckführenden Komponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs	50
4.2.1	Aufgabenstellung	50
4.2.2	Sicherheitstechnische Bewertung und erforderliche Maßnahmen	51
5.	Belastungen aus Störfällen	59
5.1	Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen und Transienten	59

5.1.1	Kühlmittelverluststörfälle	60
5.1.2	Transienten	62
5.1.3	Kaltwasserstrahlen	64
5.2	Druckraumsystem mit Naßkondensationsanlage	65
5.2.1	Projektierungsgrundsätze	65
5.2.2	Analyse der Auslegungsparameter des Druckraumsystems	66
5.2.3	Druckdifferenzbelastungen	67
5.2.4	Dynamische Belastungen der Naßkondensationsanlage bei Störfällen	67
5.2.5	Strahl- und Reaktionskräfte	68
5.2.6	Leckdichtheit und Gebäudeabschluß	68
5.2.7	Zusammenfassende Bewertung und erforderliche Maßnahmen	69
5.3	Radiologische Auswirkungen	71
5.3.1	Kühlmittelverluststörfälle	71
5.3.2	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung	73
5.3.3	Bruch des Dampferzeuger-Kollektordeckels	73
	Literatur zu Kapitel 5	74
6.	Systemtechnik	76
6.1	Verfahrenstechnische Systemanalyse	76
6.1.1	Auslösende Ereignisse	76
6.1.2	Ereignisabläufe für Kühlmittelverluststörfälle	78
6.1.2.1	Großes Leck (DN 200 bis DN 500)	78
6.1.2.2	Mittleres Leck DN 25 bis DN 200)	80
6.1.2.3	Kleines Leck (< DN 25)	81
6.1.2.4	Leck am Druckhalter	82
6.1.2.5	Leck eines Dampferzeuger-Heizrohres	83
6.1.2.6	Leck mehrerer Dampferzeuger-Heizrohre bzw. Leck am Dampferzeuger-Kollektor	84
6.1.2.7	Leck in einer Anschlußleitung des Primärkreislaufes außerhalb des Druckraumsystems	84
6.1.3	Ereignisabläufe für Transienten	85
6.1.3.1	Ausfall der Hauptwärmesenke	85
6.1.3.2	Ausfall des Hauptspeisewassers	86
6.1.3.3	Ausfall von Turbosätzen	87
6.1.3.4	Leck einer Frischdampfleitung	87
6.1.3.5	Leck des Frischdampfsammlers	88

6.1.3.6	Leck einer Speisewasserleitung	88
6.1.3.7	Leck an einem Speisewassersammler	89
6.1.3.8	Ausfall der Haupt- und Nebenkühlwassersysteme	90
6.1.3.9	An- und Abfahrvorgänge	90
6.1.3.10	ATWS-Störfälle	91
6.1.4	Zusammenfassung	91
6.2	Elektrische Energieversorgung	93
6.3	Leittechnik	95
6.4	Ergonomie	97
	Literatur zu Kapitel 6	99
7.	Übergreifende Einwirkungen, Bautechnik, Strahlenschutz	100
7.1	Übergreifende Einwirkungen	100
7.1.1	Bewertungsmaßstäbe	100
7.1.2	Anlageninterne übergreifende Ereignisse	101
7.1.2.1	Brand	101
7.1.2.2	Überflutung	105
7.1.2.3	Sonstige anlageninterne übergreifende Einwirkungen	108
7.1.3	Einwirkungen von außen	109
7.2	Bautechnik	110
7.3	Betrieblicher Strahlenschutz	113
7.3.1	Auswirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebs außerhalb der Anlage	113
7.3.2	Radiologischer Arbeitsschutz	113
	Literatur zu Kapitel 7	115
8.	Auswertung der Betriebserfahrung	116
8.1	Durchgeführte Arbeiten	116
8.2	Erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen	118
8.2.1	Maschinenteknik	118
8.2.2	Leittechnik	119
8.2.3	Eigenbedarfsversorgung	121
8.2.4	Baulich-technische Ausführung	122
8.2.5	Betriebsorganisation, Betriebsvorschriften und Qualitätssicherungswesen	122
8.3	Zusammenfassende Beurteilung	123

9.	Zusammenfassung	125
10.	Stellungnahme des Ministeriums für Atomenergieindustrie der UdSSR zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 5	129
10.1	Einführung	129
10.2	Stellungnahme des Hauptkonstruktors und des wissenschaftlichen Leiters zu Anhang A.3	130
10.2.1	Stellungnahme zu Ertüchtigungsmaßnahmen	130
10.2.2	Stellungnahme zu Analysen und Nachweisen	132
10.2.3	Stellungnahme zur Dokumentation	135
10.3.	Stellungnahme des Generalprojektanten zu Anhang A.3	136
10.3.1	Stellungnahme zu Ertüchtigungsmaßnahmen	136
10.3.2	Stellungnahme zu Analysen und Nachweisen	140
10.4	Schlußfolgerungen	140
	Anhang	
A.1	Kernkraftwerke der Baulinie WWER-440/W-213	142
A.2	Beteiligte Firmen und Institutionen	144
A.3	Zusammenstellung der aus den Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen und der für weitere Prüfungen erforderlichen Analysen und Unterlagen	145
A.3.1	Ertüchtigungsmaßnahmen	145
A.3.1.1	Werkstoffe	145
A.3.1.2	Verfahrenstechnik	147
A.3.1.3	Elektrotechnik	153
A.3.1.4	Leittechnik	155
A.3.1.5	Bautechnik	161
A.3.1.6	Administration und Betriebsführung	163
A.3.2	Analysen und Nachweise	165
A.3.2.1	Werkstoffe	165
A.3.2.2	Verfahrenstechnik	167
A.3.2.3	Elektrotechnik	172
A.3.2.4	Leittechnik	173
A.3.2.5	Bautechnik	174

A.3.2.6	Administration	
A.3.3	Dokumentation und Unterlagen	175
A.3.3.1	Werkstoffe	175
A.3.3.2	Bautechnik	177
A.3.3.3	Administration	178
A.4	Berichte des Kurtschatow-Institutes zum Brennstabverhalten	179
A.4.1	Berechnung der kritischen Heizflächenbelastung von Brennstäben in Reaktoren vom Typ WWER	179
A.4.2	Untersuchungen zum Brennstabverhalten bei Störfällen	181
A.4.2.1	Software zum Brennstabverhalten bei Störfällen	181
A.4.2.2	Verifizierung des Codes mit experimentellen Daten	182
A.4.2.3	Rechnerische Analyse des Brennstabverhaltens von WWER bei Störfällen	182
A.4.2.4	Experimentelle Daten zu physikalisch-mechanischen Eigenschaften der Brennstabmaterialien bei Normal- und Störfallbedingungen	183
	Literatur zu Anhang A.4.2	185
A.4.3	Modellierung des Brennstabverhaltens in WWER-Reaktoren unter Normalbetriebsbedingungen	187
A.4.3.1	Beschreibung des Programms PIN-Micro	187
A.4.3.2	Verifizierung des Programms PIN-Micro	
A.4.3.3	Optimierung des Anfangsgasdruckes in Brennstäben für Reaktoren WWER-440 mit erhöhter Leistung	189
	Literatur zu Anhang A.4.3	190
	Zeichnungen zu Anhang A.4.3	191

1. Einführung

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) werden von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH für das Kernkraftwerk Greifswald, Block 5, zur Zeit umfassende Sicherheitsuntersuchungen vorgenommen. Dabei wird geprüft, wieweit Anforderungen der in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Sicherheitsrichtlinien und technischen Regeln in der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage erfüllt werden.

Am Standort Greifswald befinden sich Druckwasserreaktoren des sowjetischen Typs WWER-440. Im Endausbau wurden für den Standort insgesamt acht Blöcke dieses Typs mit je 440 MW elektrischer Leistung vorgesehen. Die Blöcke 1-4, die in den Jahren 1973 - 1979 in Betrieb gingen, sind mit Anlagen der älteren Baulinie WWER-440/W-230 ausgerüstet. Sie wurden im Jahr 1990 außer Betrieb genommen. Für die Blöcke 5-8 sind Anlagen der weiterentwickelten Baulinie WWER-440/W-213 vorgesehen. Mit dem Bau dieser Blöcke wurde Ende der siebziger Jahre (Block 5), bzw. Anfang der achtziger Jahre (Blöcke 6-8) begonnen. Für Block 5 wurde 1988 eine Genehmigung zur Inbetriebsetzung erteilt. Die Blöcke 6-8 sind noch nicht fertiggestellt und befinden sich in unterschiedlich weit fortgeschrittenem Bauzustand.

Anlagen der Baulinie WWER-440/W-213 sind in verschiedenen Ländern in Bau, bzw. seit mehreren Jahren in Betrieb. Eine Liste dieser Anlagen findet sich in Anhang A.1.

Mit den Untersuchungen zu Block 5 wurde im Sommer 1990 begonnen. Sie wurden in drei Schritte eingeteilt:

1. die fachliche Beurteilung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage,
2. die Ermittlung sicherheitstechnischer Anforderungen, bzw. noch erforderlicher Nachweise und Ertüchtigungsmaßnahmen auf der Grundlage bestehender Sicherheitsrichtlinien, des kerntechnischen Regelwerkes und der sicherheitstechnischen Praxis in der Bundesrepublik Deutschland,
3. eine weitergehende Sicherheitsanalyse zum Nachweis einer angemessenen und ausgewogenen sicherheitstechnischen Auslegung. Hierbei sollen auch probabilistische Methoden verwendet werden.

Der vorliegende Bericht enthält Ergebnisse zu den ersten beiden Schritten der Untersuchungen.

Die Ergebnisse beziehen sich auf Block 5. Da die Blöcke 6-8 in der Auslegung weitgehend mit Block 5 übereinstimmen, können die aus den Untersuchungen abgeleiteten Schlußfolgerungen und Empfehlungen prinzipiell auch auf diese Blöcke übertragen werden.

Für die Untersuchungen sind verschiedene Teilaufgaben im Unterauftrag der GRS von einigen anderen Institutionen, u. a. von verschiedenen Technischen Überwachungsvereinen und der Staatlichen Materialprüfungsanstalt Stuttgart (MPA) übernommen worden. Eine Liste dieser Institutionen ist im Anhang A.2 zusammengestellt. Desweiteren wurden die Untersuchungen von der Kraftwerks- und Anlagenbau AG, der Energiewerke Nord AG und der Bauakademie Berlin unterstützt.

Bei den Untersuchungen besteht eine enge internationale Zusammenarbeit mit verschiedenen ausländischen Institutionen.

Von besonderer Bedeutung ist die Zusammenarbeit mit sowjetischen Institutionen. Sie erfolgt im Rahmen eines deutsch-sowjetischen Regierungsabkommens und weiterer Vereinbarungen zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit. So haben während der Arbeiten zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 5, verschiedene deutsch-sowjetische Projektgespräche stattgefunden, bei denen die Ergebnisse der Untersuchungen und daraus abgeleitete Schlußfolgerungen gemeinsam diskutiert wurden. An diesen Beratungen haben von sowjetischer Seite Vertreter des Ministeriums für Atomenergieindustrie, des Staatskomitees für die Aufsicht, des Kurtschatow-Instituts Moskau, sowie des Projektanten Energoprojekt Moskau und des Konstrukteurs OKB Hidropress teilgenommen.

Zu den für das Kernkraftwerk Greifswald, Block 5 (WWER-440/W-213), durchgeführten Untersuchungen wurde von sowjetischer Seite eine fachliche Stellungnahme erarbeitet. Diese Stellungnahme wurde in einer gemeinsamen deutsch-sowjetischen Projektbesprechung am 04. und 05. Juni 1991 in Moskau abschließend beraten. Dabei wurde festgestellt, daß beide Seiten grundsätzlich in der Beurteilung der Untersuchungen und in den Schlußfolgerungen - den daraus abzuleitenden Empfehlungen

und Ertüchtigungsmaßnahmen - übereinstimmen. Die sowjetische Stellungnahme wird als Teil dieses Berichtes (Kapitel 10) veröffentlicht.

Desweiteren besteht bei den Untersuchungen zu den WWER-Reaktoren eine enge Zusammenarbeit mit dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), Paris. So haben im Laufe der Untersuchungen zum Kernkraftwerk Greifswald, Block 5, technische Fachgespräche zu verschiedenen Themenbereichen zwischen GRS und IPSN stattgefunden. Darüber hinaus haben Vertreter des IPSN an deutsch-sowjetischen Projektgesprächen teilgenommen.

Die vom IPSN zum Kernkraftwerk Greifswald, Block 5, durchgeführten Untersuchungen befaßten sich vor allem damit zu prüfen, wieweit Kernkraftwerke des Typs WWER-440/W-213 die Anforderungen des französischen kerntechnischen Regelwerks erfüllen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung sind in einem Bericht des IPSN zusammengefaßt.

Ergebnisse der von GRS und IPSN vorgenommenen Untersuchungen wurden in einer gemeinsamen Projektbesprechung am 07. und 08. März 1991 in Berlin diskutiert und miteinander verglichen. Dabei stimmten beide Seiten in der Bewertung der Untersuchungsergebnisse, der daraus abzuleitenden Empfehlungen und Ertüchtigungsmaßnahmen weitgehend überein. Es ist vorgesehen die wichtigsten Schlußfolgerungen der beiderseitigen Untersuchungen in einem gemeinsamen Bericht zusammenzufassen.

Im Laufe der Untersuchungen wurden technische Gespräche mit dem Betreiber des KKW Paks, Ungarn, geführt.

Zum Verständnis der Ausführungen in den Fachkapiteln (Kapitel 4-8) werden in Kapitel 2 anlagen- und systemtechnische Merkmale von Kernkraftwerken der Baulinie WWER-440/W-213 beschrieben. Dabei wird auf die wichtigsten sicherheitstechnischen Einrichtungen eingegangen.

Kapitel 3 gibt einen Überblick über die derzeitige Genehmigungssituation von Block 5 und über die wichtigsten deutschen sicherheitstechnischen Regeln und Richtlinien.

In den Kapiteln 4-8 werden die Ergebnisse der fachlichen Untersuchungen zusammenfassend dargestellt. Eine ausführliche Diskussion der Untersuchungen und ihrer technischen Einzelergebnisse ist in Fachbänden zu diesem Bericht enthalten.

Kapitel 4 enthält die Beurteilung der Kernausslegung und der druckführenden Komponenten. Kapitel 5 befaßt sich mit den Störfalluntersuchungen, den Analysen zur Wirksamkeit der Sicherheitssysteme und mit der Berechnung radiologischer Störfallfolgen. Kapitel 6 befaßt sich mit der Beurteilung der sicherheitstechnischen Auslegung gegen anlageninterne Störfälle. Kapitel 7 enthält die Untersuchungsergebnisse zu übergreifenden Einwirkungen, zur Bautechnik und zum betrieblichen Strahlenschutz. Kapitel 8 gibt eine Zusammenfassung zur Auswertung der Betriebserfahrung aus der Inbetriebsetzung.

In Kapitel 9 werden die Ergebnisse der Untersuchungen zusammenfassend bewertet. Dabei werden die aus den Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen zusammengestellt und Empfehlungen für weiterführende Untersuchungen erarbeitet. Eine Liste aller technischen Einzelmaßnahmen, die aus den Untersuchungen abgeleitet worden sind, sowie der im weiteren noch erforderlichen Analysen und benötigten Unterlagen ist in Anhang A.3 enthalten.

Kapitel 10 enthält die sowjetische Stellungnahme zu den durchgeführten Untersuchungen. Die dabei in den Abschnitten 10.2 und 10.3 gegebenen Stellungnahmen beziehen sich auf die im Anhang A.3 zusammengestellte Liste der einzelnen Maßnahmen, Analysen und Unterlagen und sind dort an den entsprechenden Stellen nochmals aufgeführt.

2. Anlagen- und systemtechnische Merkmale in Kernkraftwerken vom Typ WWER-440/W-213

Kernkraftwerke mit sowjetischen Druckwasserreaktoren der Baulinie WWER-440/W-213 sind eine Weiterentwicklung der Baulinie WWER-440/W-230. Im Vergleich zu den Kernkraftwerken des Typs WWER-440/W-230 sind die Anlagen der Baulinie W-213 mit verbesserten Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet. Im folgenden werden die wichtigsten Auslegungsmerkmale und sicherheitstechnischen Einrichtungen der Anlagen vom Typ WWER-440/W-213 beschrieben.

Bild 2-1 zeigt einen Lageplan des KKW Greifswald mit den Blöcken 5-8. Ebenso wie die älteren Anlagen W-230 (Blöcke 1-4) sind diese Blöcke als Doppelblockanlagen errichtet. Dabei befinden sich zwei Reaktoren in einer gemeinsamen Reaktorhalle. Für alle acht Blöcke besteht ein gemeinsames Maschinenhaus. Bild 2-2 zeigt einen Gebäudequerschnitt für eine Anlage vom Typ W-213. Im Unterschied zum Druckraumsystem mit Überströmklappen der W-230 Anlage schließt an das Reaktorgebäude der W-213 Anlage ein Druckabbausystem, die Naßkondensationsanlage, an.

Anlagen des Typs WWER-440/W-213 besitzen 3 Kühlkreisläufe:

- **Primärkreis:**
Der Primärkreis dient der Reaktorkühlung. Er ist im Druckraumsystem untergebracht. Bild 2-4 zeigt ein Systemschema und Bild 2-5 ein Schema des Primärkreises mit räumlicher Anordnung der Komponenten.
- **Sekundärkreis:**
Der Sekundärkreis übernimmt die Leistungsübertragung von den Dampferzeugern zu den Turbinen. Er ist zum größten Teil im Maschinenhaus untergebracht. Bild 2-6 zeigt ein Systemschema.
- **Kühlwasserkreis:**
Der Hauptkühlwasserkreis übernimmt die Wärmeabfuhr aus den Kondensatoren. Zwei Nebenkühlwasserkreise dienen zur Kühlung betrieblicher und sicherheitstechnischer Einrichtungen. Das Kühlwasser wird über ein Einlaufbauwerk aus der Ostsee entnommen.

Tabelle 2-1 enthält die wichtigsten Auslegungsdaten der Anlagen WWER-440/W-230 und W-213. Zum Vergleich sind die entsprechenden Daten einer WWER-1000/W-320 und einer Konvoi-1300-Anlage in Tabelle 2-1 aufgeführt.

2.1 Primärkreis

Das Primärsystem (Bild 2-4 und Bild 2-5), der Reaktorkühlkreislauf, besteht aus einem wassergekühlten und wassermodierten Druckwasserreaktor (DWR) mit einer thermischen Leistung von 1375 MW und sechs Hauptumwälzleitungen (HUL) der Nennweite 500 (DN 500).

Jede Hauptumwälzleitung enthält eine Hauptumwälzpumpe (HUP), einen Dampferzeuger (DE) und zwei Hauptabsperrschieber (HAS) zur Absperrung des Reaktors vom Dampferzeuger. Zur Druckabsicherung ist in jeder Hauptumwälzleitung im absperrbaren Bereich ein Sicherheitsventil (DN 15) eingebaut.

Zum Ausgleich von Druck- und Volumenschwankungen besitzt der Reaktorkühlkreis einen Druckhalter (DH), der im nicht absperrbaren Bereich über zwei Anschlußleitungen der DN 200 mit dem heißen Strang einer Hauptumwälzleitung verbunden ist. Die DH-Sprühleitung schließt mit einer Leitung DN 100 an den kalten Strang derselben Umwälzleitung an. Der Druckhalter ist mit zwei Sicherheitsventilen ausgerüstet, die in einen mit einer Berstmembrane gegen Überdruck abgesicherten Abblasebehälter abblasen.

- Reaktordruckbehälter

Bild 2-7 zeigt den Reaktordruckbehälter (RDB). Er ist ein stehender, zylindrischer Behälter mit gewölbtem Deckel und Boden. Der Zylinder besteht aus drei nahtlos geschmiedeten Ringen, die durch Rundnähte miteinander verschweißt sind. An die Ringe schließen zwei Stutzenringe und der obere Flansch, ebenfalls durch Rundnähte verbunden, an.

Der Druckbehälter ist aus niedriglegiertem ferritischen Stahl gefertigt und mit einer austenitischen Plattierung ausgekleidet. Die obere Stutzebene enthält 6 Austrittsstutzen DN 500 zum Anschluß der heißen Stränge, die untere Stutzebene 6 Eintrittsstutzen DN 500 zum Anschluß der kalten Stränge der Hauptumwälzleitungen.

Desweiteren befinden sich in beiden Stutzebenen je 2 Stutzen DN 250 zum Anschluß von 4 Kernflutbehältern und in der unteren Stutzebene ein Stutzen DN 250 zum Anschluß von Meßleitungen.

- Hauptumwälzpumpen

Die Hauptumwälzpumpen der W-213 Anlagen unterscheiden sich konstruktiv erheblich von den Pumpen in den W-230 Anlagen. Die Hauptumwälzpumpe ist eine vertikale, einstufige Kreiselpumpe mit mechanischer, sperrwasserbeaufschlagter Wellendichtung. Die Motorenlager und das obere Pumpenlager werden durch ein notstromversorgtes Ölsystem geschmiert. Das untere Pumpenlager wird durch einen eigenen Kühlkreislauf mit Wasser gekühlt und geschmiert.

Die Pumpen der W-213 Anlagen besitzen - im Gegensatz zu den Pumpen der W-230 Anlagen - eine zusätzliche Schwungmasse am Motor, die bei Ausfall der Stromversorgung einen hinreichend langsamen Abfall des Kühlmitteldurchsatzes sichert.

- Dampferzeuger

Die Dampferzeuger der W-213 Anlage sind wie die der W-230 Anlagen großvolumige, liegende Behälter mit horizontal verlaufenden Wärmetauscherrohren (Siederohre), Bild 2-8 zeigt einen Dampferzeuger.

Eintritt und Austritt des primärseitigen Kühlmittels erfolgen über zwei von unten einbindende Kollektoren. Der Dampfsammler oberhalb des Dampferzeugers ist durch 5 Stutzen mit dem Dampfsammelraum des Dampferzeugers verbunden. Die Speisewasserversorgung für die Sekundärseite des Dampferzeugers erfolgt über eine Leitung DN 250 und getrennt davon die Notspeisewasserversorgung über eine Leitung DN 80.

Im Vergleich zu den in westlichen Druckwasserreaktoren eingesetzten vertikalen Dampferzeugern besteht ein wesentlicher Vorteil der liegenden Dampferzeuger in der vergleichsweise großen Ausdampffläche, die mit einer geringeren Ausdampfgeschwindigkeit und einer einfacheren Wasserabscheidung verbunden ist. Aufgrund dieser Konstruktion ist jedoch die Messung des Dampferzeuger-Füllstandes schwierig, was sich auf die Speisewasserregelung nachteilig auswirkt.

2.2 Sekundärkreis

Bild 2-6 zeigt ein Übersichtsschema des Sekundärkreises, des Frischdampf- und Speisewassersystems. Die Leitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems werden gemeinsam auf der 14,7m-Bühne aus dem bzw. in das Druckraumsystem geführt. Auf dieser Bühne befinden sich ebenfalls die zugehörigen Armaturen (Abblasestation, Sicherheitsventile, schnellschließende Absperrventile und Speisewasser-Regelventile).

- Frischdampfsystem

Die Anlage besitzt 6 Dampferzeuger (DE) und zwei Turbogeneratoren (TG). Jedem Turbogenerator sind 3 Dampferzeuger und 3 Frischdampfleitungen zugeordnet.

Die FD-Leitungen beider Turbogeneratoren sind ohne Absperrungen mit einem FD-Sammler verbunden. Der FD-Sammler ist durch eine Doppelabsperrung, die im Normalbetrieb geöffnet ist, in zwei Halbwerke trennbar.

Jeder Dampferzeuger verfügt über 2 eigenmediumgesteuerte Sicherheitsventile (2 x 50%) mit je einem federbelasteten Steuerventil, das mit einer elektromagnetischen Zusatzbelastung ausgerüstet ist. Die Steuerventile und damit auch die Hauptventile sind von der Blockwarte aus ansteuerbar.

In jeder FD-Leitung befinden sich - in Strömungsrichtung - eine schnellschließende Armatur, eine Rückschlagklappe und ein Absperrschieber.

Jedem Dampferzeuger ist im nicht absperrbaren Bereich der FD-Leitung eine FD-Abblasestation (BRU-A) mit Dampfabströmung in die Atmosphäre (Abblasen über Dach) zugeordnet. Diese Abblasestationen sind notstromversorgt und übernehmen bei Ausfall des Turbinenkondensators, insbesondere im Notstromfall, die sekundärseitige Wärmeabfuhr.

Bei Turbinenschnellschluß wird der Frischdampf über 2 Umleitstationen (BRU-K) je Halbwerk in die Turbinenkondensatoren geleitet, sofern diese verfügbar sind. Die Leistung dieser Umleitstationen beträgt etwa 70 % der Nennleistung der Dampferzeuger.

- Speisewassersystem

Es sind 5 Speisewasserpumpen (SWP) vorhanden, die saugseitig und druckseitig über je eine Sammelleitung verbunden sind. Dabei sind die saug- und druckseitigen Sammelleitungen in zwei, während des Normalbetriebes durch Absperrarmaturen getrennte, Halbwerte aufgeteilt.

Je 2 Speisewasserpumpen, die aus je einem Speisewasserbehälter fördern, sind somit 3 Dampferzeugern zugeordnet. Die fünfte Speisewasserpumpe, als Reservepumpe, kann bei Bedarf wahlweise aus einem der beiden Speisewasserbehälter (Halbwerte) fördern. Die Pumpen speisen je Halbwerk über eine Druckleitung hinter den Hochdruckvorwärmern (HDV) in den oberen Speisewassersammler, der ebenso wie der Frischdampfsammler in 2 während des Normalbetriebes nicht getrennte Halbwerte aufgeteilt ist. Von diesem Sammler zweigen die einzelnen Speisewasserleitungen zu den Dampferzeugern ab (Bild 2-6).

Vor den Hochdruckvorwärmern (HDV) befinden sich pro Halbwerk-Strang zwei parallele Regelventile für Normal- und Schwachlast. Regelgröße ist der Speisewasserdurchsatz in Abhängigkeit von der Turbinenleistung. Zusätzliche Regelgröße ist der Füllstand des jeweiligen Speisewasserbehälters. Auf diese zusätzliche Regelgröße wird nach Unterschreiten des Füllstandsgrenzwertes im Speisewasserbehälter umgeschaltet. Für die Füllstandsregelung in den einzelnen Dampferzeugern befindet sich in jedem Strang auf der 14,7 m-Bühne ein weiteres Speisewasser-Regelventil.

- Zusatzspeisewasser- und Kondensatsystem

Mit dem Zusatzspeisewasser werden das Speisewassersystem aufgefüllt sowie betriebliche Verluste ergänzt. Es wird von der zentralen Speisewasserversorgung und von der chemischen Wasseraufbereitung bereitgestellt.

Das Zusatzspeisewasser gelangt über Regelventile in den Kondensattiefbehälter. Regelgröße ist der Füllstand im jeweiligen Speisewasserbehälter. Aus dem Kondensattiefbehälter wird das Kondensat in den Kondensator gefördert. Von dort wird das Kondensat über ein Regelventil, welches der Füllstandshaltung im Turbinenkondensator dient, mit den Kondensatpumpen in die Speisewasserbehälter gepumpt.

2.3 Kühlwassersysteme

- Hauptkühlwassersystem

Das Hauptkühlwassersystem verfügt über je eine Hauptkühlwasserpumpe pro Turbine. Die Pumpen saugen Seewasser aus dem Einlaufbauwerk an und fördern in die Turbinenkondensatoren.

- Nebenkühlwassersysteme

Es gibt zwei Nebenkühlwassersysteme (NKW-A, NKW-C), wobei NKW-A sicherheitstechnisch relevante und NKW-C betriebliche Verbraucher versorgt. Diese Systeme NKW-A und NKW-C kühlen unter anderem die Zwischenkühlkreise NKW-B und NKW-D.

2.4 Sicherheitstechnische Auslegung

Bei der Sicherheitsbewertung der Blöcke 1-4 (WWER-440/W-230) des KKW Greifswald wurden erhebliche Mängel in der sicherheitstechnischen Auslegung festgestellt. Trotz dieser Mängel besitzen die sowjetischen Kernkraftwerke des Typs WWER-440 - unabhängig von der speziellen Baulinie - sicherheitstechnische Eigenschaften, die positiv zu bewerten sind. Zu nennen sind

- die verhältnismäßig geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns,
- der relativ große Wasserinhalt des Reaktorkühlkreises und der Sekundärseite der Dampferzeuger, sowie
- die Absperrbarkeit der Hauptumwälzleitungen.

Im Vergleich zu den Blöcken 1-4 ist der Block 5 als Reaktor der jüngeren Baulinie W-213 mit erheblich verbesserten sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgerüstet. So verfügen die Sicherheitssysteme in Block 5 über höhere Kapazitäten und sind größtenteils redundant als 3 x 100 %-Systeme ausgelegt. Sie sind weitgehend getrennt von den Betriebssystemen ausgeführt.

Block 5 besitzt, wie andere Anlagen der Baulinie W-213, ein Not- und Nachkühlsystem, das für die Beherrschung des gesamten Spektrums möglicher Leckstörfälle bis hin zum doppelendigen Abriß einer Hauptumwälzleitung ausgelegt ist. Die Anlagen der Baulinie W-213 besitzen ein Druckraumsystem mit einer Naßkondensationsanlage. Auch dieses System ist gegen den doppelendigen Abriß einer Hauptumwälzleitung ausgelegt.

2.4.1 Not- und Nachkühlsystem

Das Not- und Nachkühlsystem des Primärkreises dient der Einspeisung von boriiertem Kühlmittel und der Wärmeabfuhr vor allem bei Kühlmittelverluststörfällen.

Das Schaltschema für das Not- und Nachkühlsystem und für die Sprinkleranlage des Druckraumsystems ist in Bild 2-9 dargestellt.

Als passives Kernflutssystem stehen vier Druckspeicher mit je 40 m³ Kühlmittelinventar zur Verfügung. Die Druckspeicher speisen bei einem Ansprechdruck von 5,4 MPa, der durch ein Stickstoffpolster aufgebracht wird, über separate Leitungen direkt in den Reaktordruckbehälter ein.

Als aktive Systeme stehen die Hochdruck-Einspeisung (HD) und die Niederdruck-Einspeisung (ND) zur Verfügung. Bei einem Kühlmittelverluststörfall wird der Druck im Druckraumsystem durch ein Sprinklersystem abgebaut. Die Systeme sind 3-strängig aufgebaut, wobei die einzelnen Systemstränge weitgehend entmascht sind. Je ein Strang des HD-, ND- und des Sprinkler-Systems bilden eine Einheit mit gemeinsamer Notstrom- und Kühlwasserversorgung.

Für jeden Strang der HD-Einspeisung steht ein 65 m³ Borwasserbehälter (40 g Bor/kg Wasser) und für jeden Strang der ND-Einspeisung ein Behälter mit 500 m³ (12 g Bor/kg Wasser) zur Verfügung.

Wenn einer der 65 m³-Behälter entleert ist, schaltet die HD-Einspeisung des betroffenen Strangs automatisch auf den 500 m³-Behälter der ND-Einspeisung um. Die HD-Einspeisung ist über den ganzen Druckbereich (12,4 - 0,1 MPa) funktionsfähig. Damit steht im ND-Bereich (< 0,7 MPa) neben den ND-Pumpen eine weitere Einspeisung zur Verfügung.

Ist der 500 m³ Borwasserbehälter entleert, schalten sich die ND- und HD-Einspeisungen auf Sumpfumwälzbetrieb um. ND- und HD-System können in dieser Betriebsart langfristig die Nachwärme an das Nebenkühlwassersystem (NKW-A) abführen.

Die Pumpen des Sprinklersystems saugen zunächst aus den Borwasserbehältern des ND-Systems an, nach Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb aus dem Gebäudesumpf.

2.4.2 Notspeisewassersystem

Das Notspeisewassersystem dient zur Bespeisung der Dampferzeuger bei Ausfall des Hauptspeisewassersystems.

In Bild 2-10 ist das System schematisch dargestellt. Es ist druckseitig 3-strängig aufgebaut und speist je Strang mit einer Notspeisewasserpumpe in 2 Dampferzeuger ein. Einer der 3 Stränge wird über die 14,7m-Bühne in das Druckraumsystem geführt, die beiden anderen Stränge sind durch den Gleiskorridor zwischen den Blöcken 5 und 6 verlegt.

Alle drei Pumpen des Notspeisewassersystems saugen über eine gemeinsame Leitung aus einem Deionatbehälter mit 1000 m³ Inhalt, der im Freien aufgestellt ist. Der Deionatbehälter ist mit einer Heizung ausgerüstet, die eine Abkühlung des Wassers unter 5 °C verhindert.

Alle Notspeisewasserpumpen sind im Maschinenhaus aufgestellt. Eine Pumpe steht im Bereich der Speisewasserpumpen auf der Höhenkote -2,1 m, die beiden anderen stehen auf der Höhenkote ±0 m im Bereich des Generators.

Zum An- und Abfahren der Anlage wird eine separate Pumpe benutzt, die als Betriebsspeisewasserpumpe bezeichnet wird. Diese Pumpe saugt aus dem Speisewasserbehälter, speist auf den oberen Speisewassersammler, ist aber nicht notstromversorgt und wird nicht automatisch angesteuert.

2.4.3 Nebenkühlwassersystem und Zwischenkühlkreislauf

Das Nebenkühlwassersystem NKW-A und der Zwischenkühlkreislauf NKW-B dienen der Kühlung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen. Die Pumpen beider Systeme stehen im gemeinsamen Einlaufbauwerk der Blöcke 5 und 6.

Das NKW-A ist ein offenes System und führt Seewasser. Es ist in Bild 2-11 dargestellt. Das System verfügt über 2 x 150 % Einlaufstrecken, die mit mechanischen Reinigungsanlagen (Vorrechen, Grobrechen, Siebband) versehen sind. Beide Einlaufstrecken münden in einen Sammelkanal, aus dem das dreisträngig aufgebaute System ansaugt. Jeder Strang ist mit zwei notstromversorgten Pumpen (2 x 100 %) ausgerüstet.

Das NKW-A führt die Wärme ab aus

- dem Zwischenkühlkreislauf (ZKKL) der HUP,
- den Notstromdieseln,
- den Motoren der HD-Notkühlpumpen,
- den ND-Notkühlern und
- dem NKW-B.

Die Kühler der Notstromdiesel werden ständig durchströmt. Desweiteren führt das NKW-A die Nachwärme über die Abfahrkondensatoren der sekundären Abkühlanlagen ab. Im Notstromfall werden die Abfahrkondensatoren vom NKW-A getrennt.

Der Zwischenkühlkreis NKW-B ist einsträngig aufgebaut. Die notstromversorgten Pumpen und Kühler sind jeweils mit 3 x 50 % ausgelegt. Der Druck im NKW-B liegt höher als in den zu kühlenden Systemen. Durch das NKW-B werden unter anderem folgende Komponenten und Systeme gekühlt:

- das Zuspesisystem des Primärkreises,
- das Abklingbecken,
- der ZKKL zur Kühlung der Antriebe für die Reaktorsteuerstäbe und
- die Lager der HD-Notkühlpumpen.

2.4.4 Druckraumsystem

Das Druckraumsystem (Bild 2-2) ist ein Bauwerk, das den Primärkreis umschließt, um bei einem Kühlmittelverluststörfall die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern. Zur Begrenzung des Druckaufbaus bei einem Kühlmittelverluststörfall ist das Druckraumsystem mit einer Naßkondensationsanlage ausgerüstet. Das System ist für den maximalen Druckaufbau bei einem 2F-Bruch der Hauptumwälzleitung ausgelegt. Es unterscheidet sich erheblich vom Druckraumsystem der Anlagen vom Typ W-230.

Das Naßkondensationssystem (Bild 2-3) ist eine Kondensationseinrichtung, die aus einem Einströmschacht, 12 übereinander quer zum Schacht angeordneten Wannen mit boriiertem Wasser und den Luftfallen besteht. Es ist über 4 größere und 2 kleinere Öffnungen mit dem Teil des Druckraumsystems verbunden, der den Primärkreis umschließt. Die Öffnungen sind mit Berstmembranen verschlossen, die bei einer Druckdifferenz > 5000 Pa den Strömungsweg zum Schacht freigeben. Im Störfall wird der Dampf durch den Schacht in die Wasservorlage der Wannen eingeleitet und dort kondensiert.

Steigt der Druck oberhalb der Wannen um mehr als 500 Pa, strömt das dort befindliche Dampf-Luftgemisch über doppelte Rückschlagklappen (DN 500) in die Luftfallen und wird dort zurückgehalten.

An jeder Wanne sind 2 Überströmklappen DN 250, die nur zum Schacht hin öffnen können, eingebaut. Bei einem Druckanstieg im Schacht auf 0,16 MPa werden sie im geschlossenen Zustand verriegelt

Durch die Kondensation des Dampfes in der Wasservorlage der Wannen und an im Druckraumsystem befindlichen Strukturen fällt der Druck im Schacht unter den Druck oberhalb der Wannen. Durch diese Druckumkehr wird ein Teil des Wassers aus den Wannen in den Schacht gedrückt. Dabei wird das ausströmende Wasser unterhalb der Wannen über Lochbleche verregnet. Es trägt damit zu einer zusätzlichen Kondensation bei. Der weitere Druckabbau im Druckraumsystem bis zum Erreichen eines Unterdrucks gegenüber der Außenatmosphäre wird im wesentlichen durch die Sprinkler-Anlage bewirkt.

Da der Druck von 0,16 MPa bei kleinen Lecks nicht erreicht wird, besteht über die nicht verriegelten Überströmklappen ein Druckausgleich zwischen Schacht und Wannräumen. Der Wasservorrat bleibt für möglicherweise nachfolgende größere Lecks erhalten.

2.4.5 Lufttechnische Anlagen

Die lufttechnischen Anlagen gliedern sich nach ihrer Funktion in

- Anlagen des Druckraumsystems (DRS),
- Anlagen außerhalb des DRS im Reaktorgebäude,
- Anlagen zur Wärmeabfuhr aus elektrischen Betriebsräumen und Warten,
- Anlagen zur Kühlung von Sicherheitsversorgungssystemen (z.B. Batterieräume, Räume der sicheren Wechselstromversorgung).

Die Anlagen des Druckraumsystems dienen vor allem:

- der Aufrechterhaltung eines Unterdruckes von 150 - 200 Pa während des Normalbetriebes und eines gerichteten Luftstromes,
- dem Kühlen und Entfeuchten der Luft der für Überdruck ausgelegten Räume, wie z. B. Räume der Dampferzeuger, Hauptumwälzpumpen und des Reaktorschachtes,
- der Reinigung der Luft von radioaktiven Verschmutzungen,
- der Filterung der Luft während Umladung und Reparatur.

Es handelt sich um Zuluft-, Abluft- und Umluftsysteme, die durch den Zwischenkühlkreis NKW-B gekühlt werden. Die Unterdruck- und Luftreinigungsanlagen besitzen Aerosol- und Jodfilter bzw. Kohleabsorberfilter.

2.4.6 Elektrische Energieversorgung

- Netzanschluß

Die Blöcke des KKW Greifswald sind über die 220/380kV-Freiluftschaltanlage mit zwei 380kV-Doppelleitungen und drei 220kV-Doppelleitungen in das Verbundnetz eingebunden. Block 5 ist an das 220kV-Netz angeschlossen. Jeder der beiden Turbogeneratoren speist über einen eigenen Blocktransformator in die 220kV-Freiluftschaltanlage ein. Die Turbogeneratoren sind mit Generatorleistungsschaltern ausgerüstet.

Jeder Turbogenerator versorgt über einen Eigenbedarfstransformator zwei 6kV-Eigenbedarfsanlagen. Der Eigenbedarf des Blockes kann auch über den Reservetransformator aus dem 220kV-Netz bezogen werden. Über Querverbindungen können auch die Reservetransformatoren der anderen Blöcke genutzt werden. Das Kraftwerk ist für den Inselbetrieb ausgelegt.

- Eigenbedarfs- und Notstromversorgung

Die Eigenbedarfsanlage besteht aus drei 6kV-Schaltanlagen, die im Normalbetrieb über Kuppelschalter mit jeweils einer der drei Notstromschienen verbunden sind. Die Notstromversorgung ist dreisträngig (3 x 100%) und räumlich getrennt aufgebaut.

Ein Strang der Notstromversorgung ist wie folgt aufgebaut (Bild 2-12): Die Notstromhauptverteilung wird über einen Notstromtransformator (6 kV/0,4 kV) versorgt. Diese wird von der 6 kV-Blockverteilung versorgt, die im Anforderungsfall von einem Dieselgenerator gespeist wird. Die Notstrom-Hauptverteilung ist über Thyristoren mit 2 sicheren Hauptverteilungen verbunden. Im Normalbetrieb werden die Gleichstrom-Hauptverteilungen über 2 reversible Motorengeneratoren (RMG) von den sicheren Hauptverteilungen versorgt. Im Notstromfall gewährleistet eine Batterie bis zum Wirksamwerden der Dieselgeneratorversorgung die unterbrechungslose Stromversorgung. Nach Einspeisung der Notstrom-Dieselgeneratoren sowie im Normalbetrieb wird die Batterie ständig im geladenen Zustand gehalten.

Die Stromversorgung für die Steuerstabantriebe erfolgt über separate Transformatoren. Weitere Verbraucher, wie der Blockrechner und das Kernüberwachungssystem werden über eine separate unterbrechungslose elektrische Einspeisung versorgt.

2.4.7 Leittechnik

Die Leittechnik umfaßt die Einrichtungen zur betrieblichen Überwachung, Steuerung und Regelung der Anlage sowie die Sicherheitsleittechnik, die sich aus dem Steuer- und Schutzsystem des Reaktors (SUS) und den Steuersystemen für die Sicherheitssysteme zusammensetzt (Bild 2-13 und Bild 2-14). Block- und Reservewarte erfüllen sowohl betriebliche als auch sicherheitstechnische Aufgaben.

Zu den betrieblichen leittechnischen Einrichtungen zählen die Blockwarte, betriebliche Meß-, Steuer- und Regelsysteme sowie die Spezialsysteme zur Kontrolle besonderer Prozeß- und Anlagenparameter und der Blockrechner.

Zu den Spezialsystemen zählen das System Hindukusch zur Spaltzonenüberwachung, das Rauschanalysesystem RAS sowie ein Lecküberwachungssystem zur Detektion äußerer Leckagen.

Die Blockwarte enthält nach Systemen geordnete Tafeln und Pulte, auf denen Anzeige- und Bedieneinrichtungen untergebracht sind. In geringem Umfang sind die Anzeige- und Bedieneinrichtungen in Blindschaltbilder integriert. Der redundante Blockrechner ist zusammen mit den Protokolldruckern in einem Wartennebenraum untergebracht.

Eine Reservewarte (Notsteuerstelle) dient bei Ausfall der Blockwarte zum Schnellabfahren des Blocks und zur Kontrolle der Langzeitnotkühlung des Reaktors. Warte und Reservewarte sind gleichberechtigt. Eine Vorrangsteuerung oder Umschalteneinrichtung ist nicht vorgesehen.

Die Sicherheitsleittechnik umfaßt außer dem SUS-System das SAOS/GZ-System und weitere Steuersysteme. Das SAOS/GZ-System umfaßt die Leittechnik für das Kernnotkühlensystem mit gestaffelter Zuschaltung der Notstromverbraucher sowie die Steuerung der Not- und Nachkühlkette und des Gebäudeabschlusses.

Die weiteren Steuersysteme sind vorgesehen u. a. für die Frischdampfabblassestationen (BRU-A), die schnellschließenden Frischdampfabsperreschieber und die magnetischen Zusatzlasten der Druckhaltersicherheitsventile.

Die Sicherheitsleittechnik besteht aus Anrege-, Logik- und Steuerebene. In der Anregeebene werden die zur Störfallerkennung dienenden Prozeßvariablen gemessen, in analoge elektrische Signale gewandelt und Grenzsignalgebern zugeleitet. Eine Mehrfachsetzung der Signale erfolgt grundsätzlich nicht. Als Grenzsignalgeber dienen abgleichende Motorkompensatoren, die den aktuellen Meßwert auf einer Skala anzeigen und einstellbare Grenzwertschalter mechanisch betätigen.

Die Anregeebene wird in der Regel mit 220V-Wechselspannung versorgt. Der Logikteil enthält die Schaltungen zur Wertung (z.B. 2v3; 1v2) und Verknüpfung der Anrege-signale sowie im Bereich SAOS/GZ die gestaffelte Zuschaltung der Notstromverbraucher. Er ist in 220V-Relaistechnik realisiert. Der Logikteil des SUS-Systems arbeitet nach dem Ruhestromprinzip, der Logikteil der übrigen Steuersysteme nach dem Arbeitsstromprinzip.

In der Steuerebene erfolgt die Einzelantriebssteuerung, in der Regel mit Verknüpfung sicherheitsrelevanter (Vorrang) und betrieblicher Signale.

Das Reaktorschutzsystem als Teil des SUS-Systems löst bei Störungen und Störfällen gestaffelte Aktionen aus. Diese reichen vom Leistungserhöhungsverbot über Reaktorleistungssenkung durch gruppenweises Einfahren oder gruppenweises Einfallen von Steuerstäben bis zur Reaktorschnellabschaltung. Bei Auslösung der Schnellabschaltung werden die Antriebe der Regel- und Abschaltkassetten spannungslos geschaltet, so daß diese durch Schwerkraft in den Kern einfallen.

Die Steuerebene ist grundsätzlich in 220V-Relaistechnik realisiert.

Die Sicherheitsleittechnik, mit Ausnahme des SUS-Systems, ist wie die verfahrenstechnischen Sicherheitssysteme 3-strängig aufgebaut. Jeder Strang besteht aus je zwei Kanälen. Innerhalb eines Kanals erfolgt die Meßwerterfassung und Grenzsignalbildung grundsätzlich 3-fach mit 2v3-Auswahl, beim SUS-System in Einzelfällen auch 4-fach mit 2v4-Auswahl.

Im SUS-System ist eine 2v6-Auswahl für den Dampferzeugerfüllstand und die Primärkreistemperatur entsprechend dem verfahrenstechnischen Aufbau (6 Loop) vorgesehen, wobei die Messung pro Loop in 1v1 ausgeführt ist. Die Ausgangssignale der bei-

den Kanäle eines Stranges führen in 1v2-Verknüpfung zur Auslösung der jeweiligen Schutzaktionen.

Die einzelnen Stränge der Sicherheitsleittechnik sind räumlich getrennt untergebracht und werden von getrennten Systemen elektrisch versorgt. Die zwei Kanäle innerhalb eines Stranges sind in gemeinsamen Räumen untergebracht und gemeinsam elektrisch versorgt.

Das Reaktorschutzsystem (Teil des SUS-Systems) besteht aus zwei räumlich getrennten und unabhängig elektrisch versorgten Strängen.

Die Sicherheitsleittechnik ist weitgehend unabhängig von der betrieblichen Leittechnik aufgebaut.

Die gleichzeitige Prüfung im Logikteil der beiden Kanäle eines Stranges ist schaltungstechnisch verriegelt. Eine gleichzeitige Prüfung in mehreren Strängen muß administrativ verhindert werden. Eine Selbstüberwachung im Hinblick auf sicherheitsrelevante Ausfälle existiert nur auf der Anregeebe in Form von Analogsignalvergleichen (Geberfehlpassung) und Überwachung der Meßkanalspannungsversorgung. Die eingestellten Grenzwerte sind nicht überwacht.

Die elektrische Versorgung der Sicherheitssteuersysteme erfolgt aus Hauptverteilungen, die unterbrechungslos versorgt werden.

2.5 Bilder zu Kapitel 2:

- 2-1: Gebäudeanordnung KKW Nord III/IV (Blöcke 5-8, WWER-440/W-213)
- 2-2: Schnitt durch das Gebäude einer WWER-440/W-213 Anlage (entnommen aus "Betrieb und Instandhaltung von Kernkraftwerken", VEB Leipzig, G. Ackermann, Berlin 1985)
- 2-3: Detail der Naßkondensationsanlage WWER-440/W-213
- 2.4: Reaktorkühlkreislauf WWER-440/W-213
- 2-5: Anordnung der Komponenten des Primärsystems WWER-440/W-213
- 2-6: Frischdampf- und Speisewassersystem WWER-440/W-213
- 2-7: Reaktordruckbehälter WWER-440/W-213
- 2-8: Dampferzeuger WWER-440/W-213 (Längsschnitt)
- 2-9: Not- und Nachkühlsystem WWER-440/W-213
- 2-10: Notspeisewasserversorgung WWER-440/W-213
- 2-11: Nebenkühlwassersystem NKW-A und Zwischenkühlkreislauf NKW-B WWER-440/W-213
- 2-12: Eigenbedarfs- und Notstromversorgung WWER-440/W-213
- 2-13: Signalfluß des Steuer- und Schutzsystems (SUS), WWER-400/W-213
- 2.14: Signalfluß der Sicherheitssteuersysteme SAOZ/GZ, WWER-400/W-213

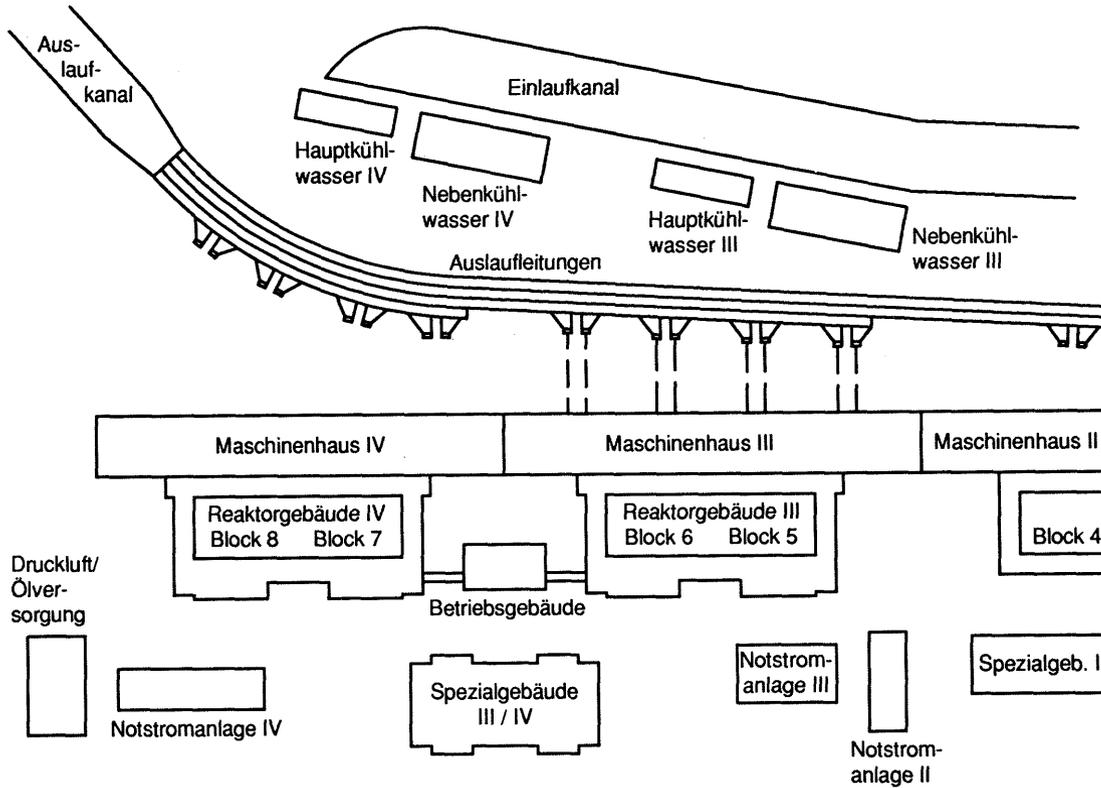
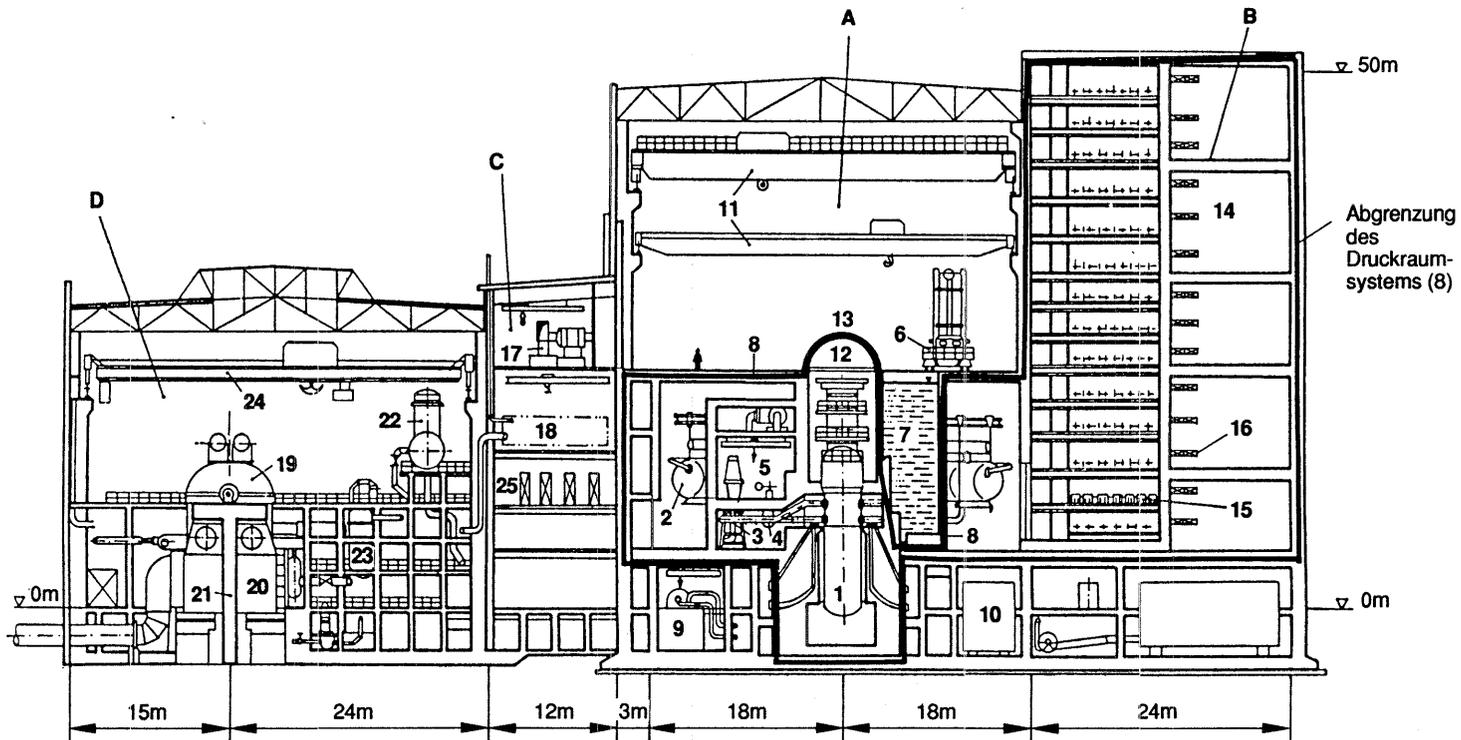
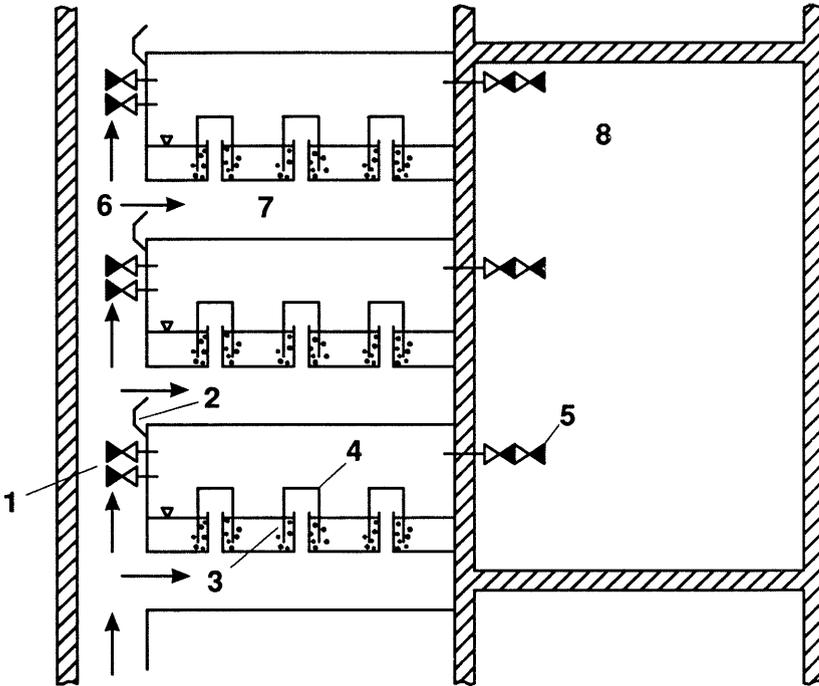


Bild 2-1: Gebäudeanordnung KKW Nord III/IV (Blöcke 5-8), WWER-440/W-213



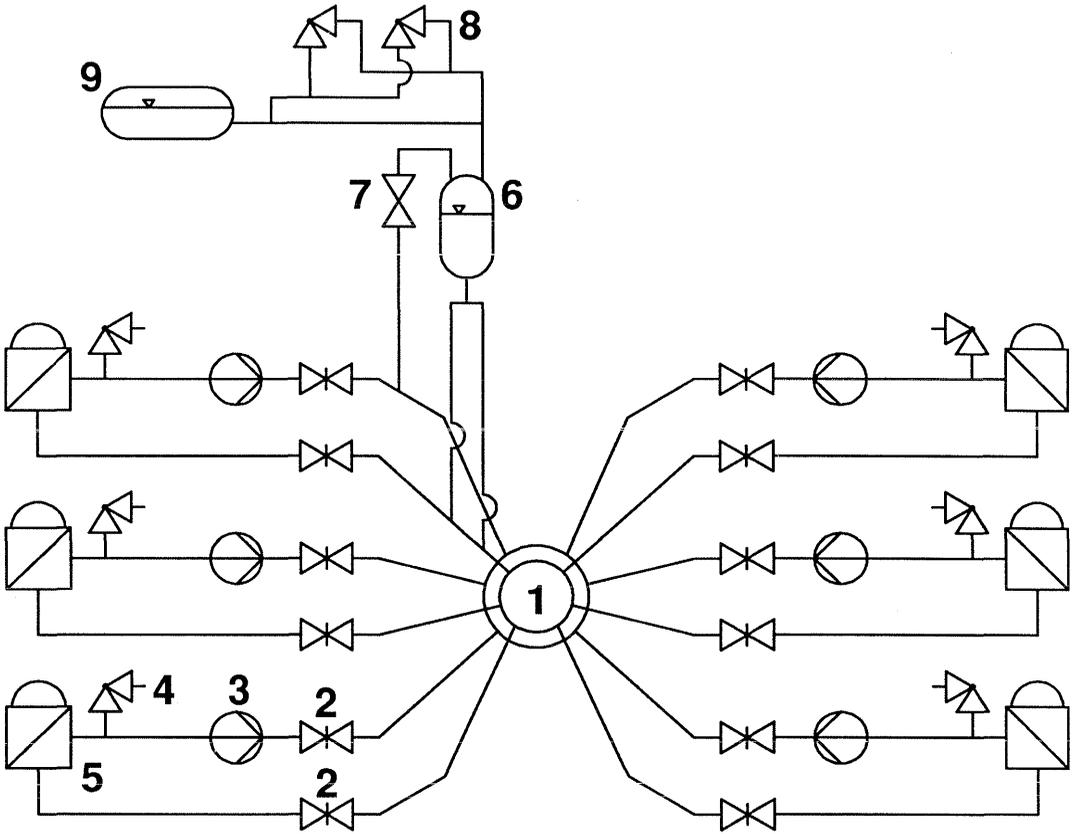
- | | | | |
|---|--|---|--------------------------------|
| A Reaktorgebäude | 6 Ulademaschine | 15 Einperlvorrichtung | 23 Vorwärmer |
| B Naßkondensationsanlage | 7 Abklingbecken | 16 Rückschlagklappen | 24 Maschinenhauskran |
| C Mittelbau | 8 Druckraumsystem | 17 Zuluftanlage | 25 E- und Leittechnische Räume |
| D Maschinenhaus | 9 Zuspisewassersystem | 18 Reduzierstationen und Sicherheitsventile (14,7m Bühne) | |
| 1 Reaktordruckbehälter | 10 Behälter für Borsäure | 19 Turbine | |
| 2 Dampferzeuger | 11 Reaktorsaalkräne (Apparatehauskräne) | 20 Kondensator | |
| 3 Hauptumwälzpumpe | 12 Reaktordeckelschacht (Umladebecken) | 21 Turbinentisch | |
| 4 Hauptabsperrschieber | 13 Schutzhaube | 22 Speisewasserbehälter mit Entgaser | |
| 5 Betriebsraum für Antriebe von 3 und 4 | 14 Luftfalle (Speicherraum für nichtkondensierende Gase) | | |

Bild 2-2: Schnitt durch das Gebäude einer WWER-400/W-213 Anlage



- 1 Überströmklappen 2 x DN 250 parallel
- 2 Lochblech zur Wasserverteilung
- 3 Nako-Wanne
- 4 Umlenkhaube
- 5 Rückschlagklappen 2 x DN 250 hintereinander
- 6 Nako-Einströmschacht
- 7 Einströmkanal zur Nako-Wanne
- 8 Luftfalle

Bild 2-3: Detail der Naßkondensationsanlage WWER-440/W-213



- 1 Reaktor
- 2 Hauptabsperrschieber
- 3 Hauptumwälzpumpen
- 4 Schleifensicherheitsventile

- 5 Dampferzeuger
- 6 Druckhalter
- 7 Einsprüh-Ventilstation
- 8 Druckhalter-Sicherheitsventile
- 9 Abblasebehälter

Bild 2-4: Reaktorkühlkreislauf WWER-440/W-213

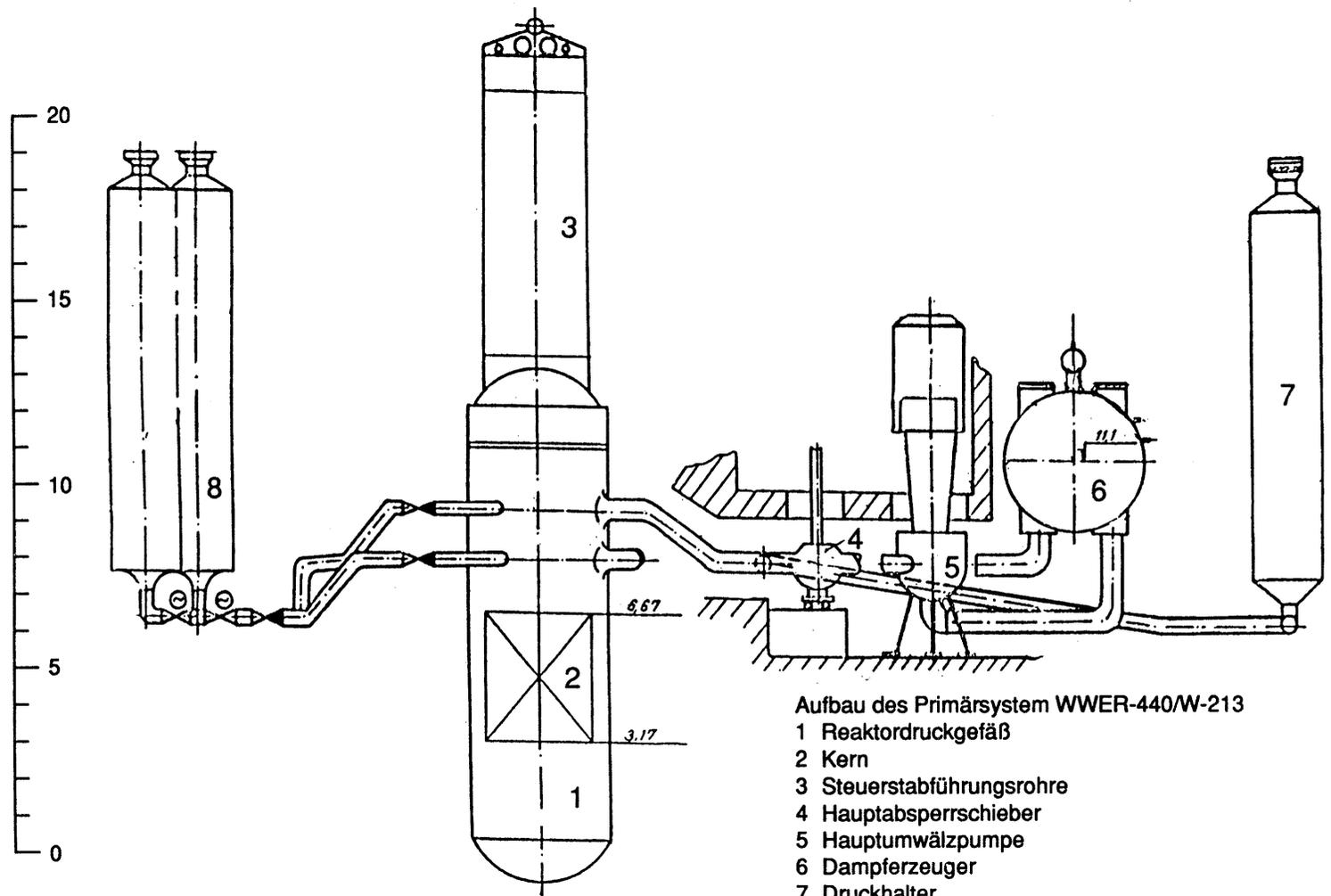
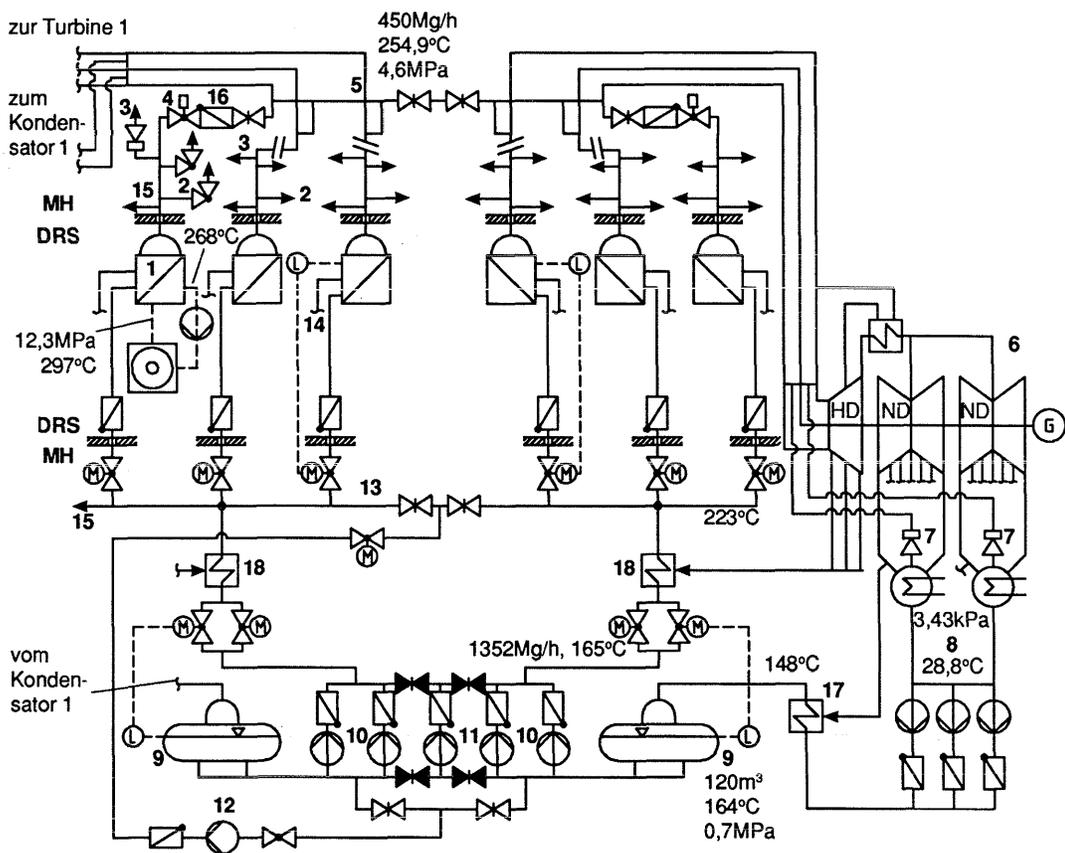


Bild 2-5: Anordnung der Komponenten des Primärsystems WWER-440/W-213



- | | |
|---------------------------------------|---|
| 1 Dampferzeuger (DE) | 10 Speisewasserpumpen |
| 2 DE-Sicherheitsventile | 11 Reserve-Speisepumpe |
| 3 Dampf-Abwurfstation (Atmosph.) | 12 Betriebs-Speisepumpe (An-, Abfahren) |
| 4 Schnellschließende Absperrarmaturen | 13 oberer Speisewasserdrucksammler |
| 5 Dampf-Sammelschiene | 14 vom Notspeisesystem |
| 6 Turbinen, Generatoren | 15 zum Abkühlsystem |
| 7 Dampf-Abwurfstationen (Kondensator) | 16 Rückschlagklappe |
| 8 Kondensatoren / Kondensatpumpen | 17 Niederdruck-Vorwärmer |
| 9 Speisewasserbehälter | 18 Hochdruck-Vorwärmer |

Bild 2-6: Frischdampf- und Speisewassersystem WWER-440/W-213

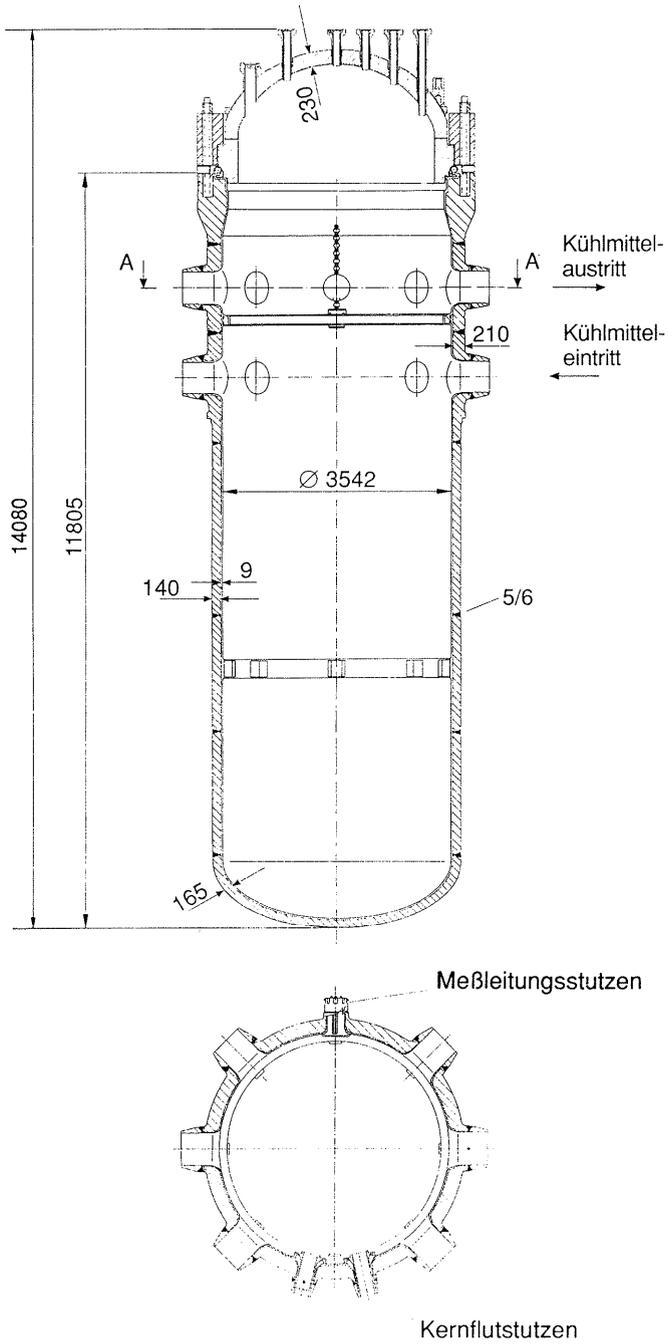


Bild 2-7: Reaktordruckbehälter WWER-440/W-213

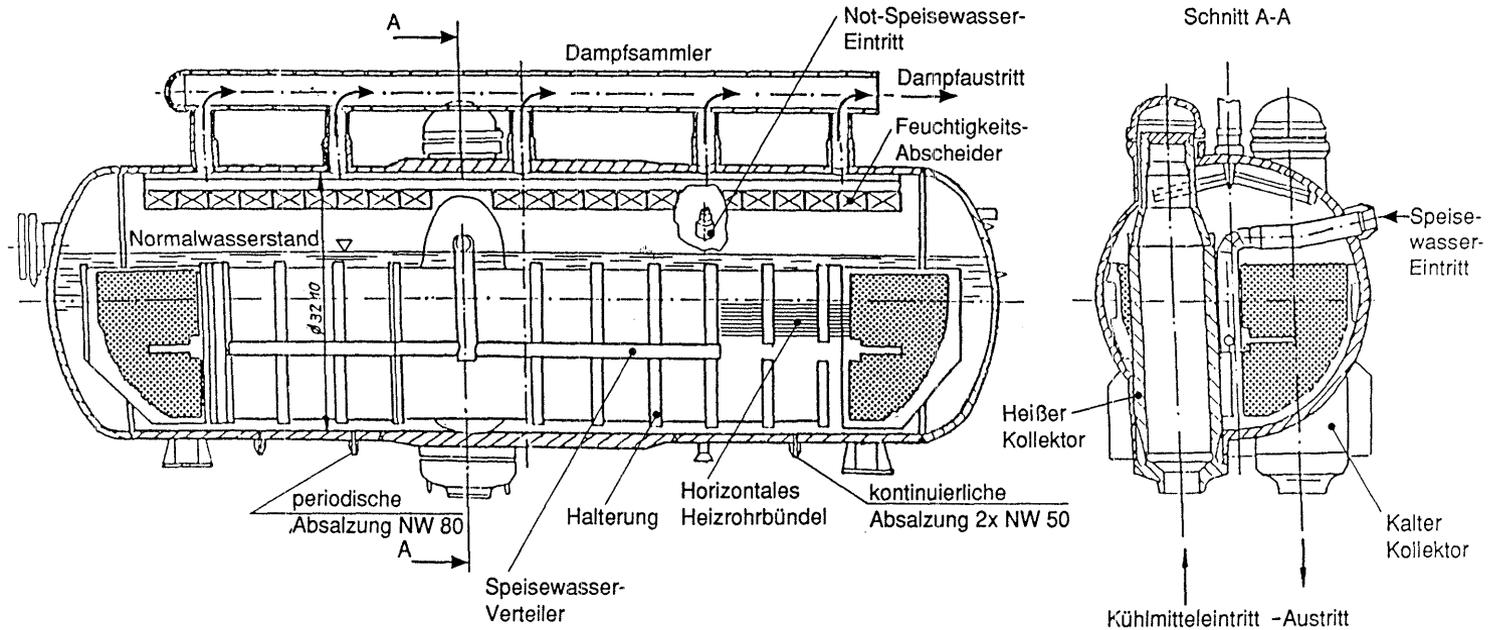
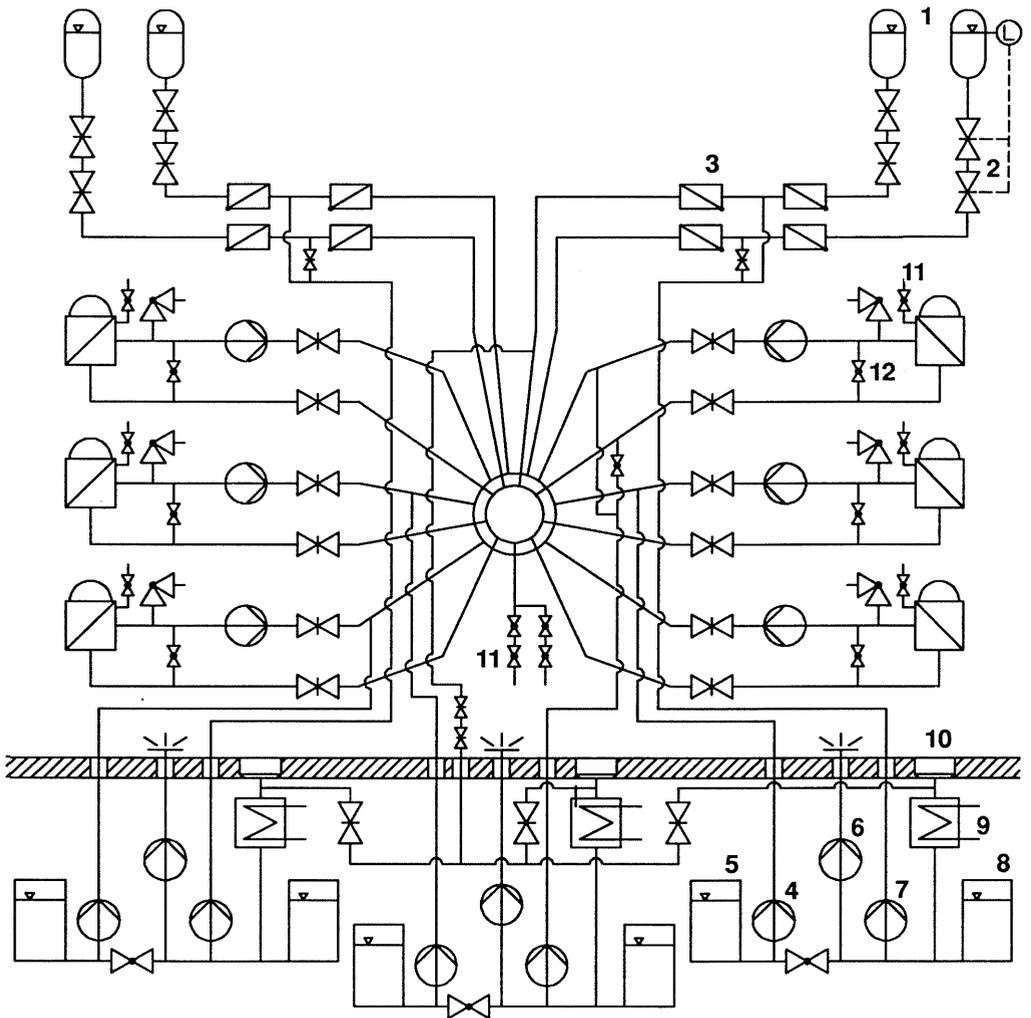


Bild 2-8: Dampferzeuger WWER-440/W-213 (Längsschnitt)



- | | |
|---|---|
| 1 Druckspeicher | 7 ND-Notkühlpumpen |
| 2 Schnellschluß-Absperrklappen | 8 Borsäurevorratsbehälter 500m ³ |
| 3 Rückschlagklappen | 9 ND-Notkühler |
| 4 HD-Notkühlpumpen | 10 Gebäudesumpf |
| 5 Borsäurevorratsbehälter 65 m ³ | 11 Störfallentgasung |
| 6 Sprinklerpumpen | 12 Störfalldrainage |

Anmerkung: Alle dargestellten Absperrventile und -schieber sind motorbetätigt

Bild 2-9: Not- und Nachkühlsystem WWER-440/W-213

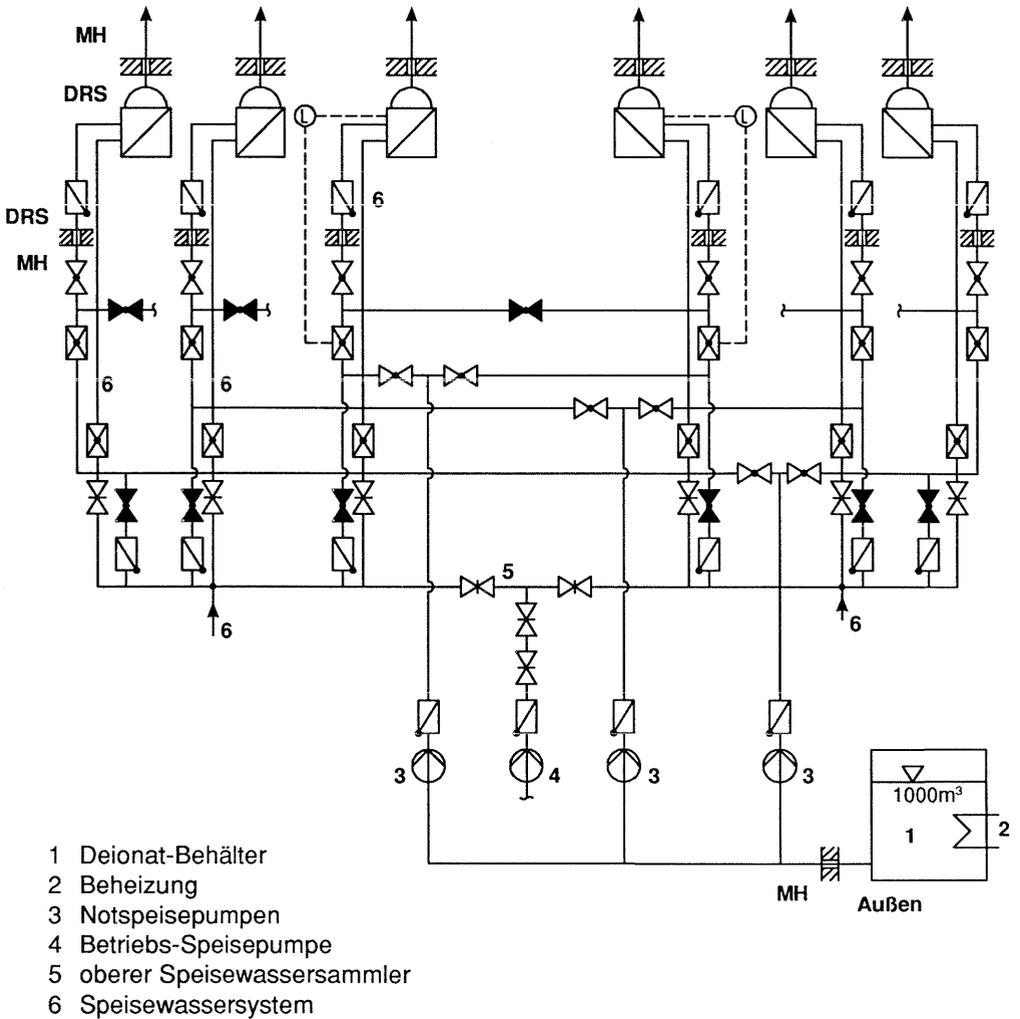
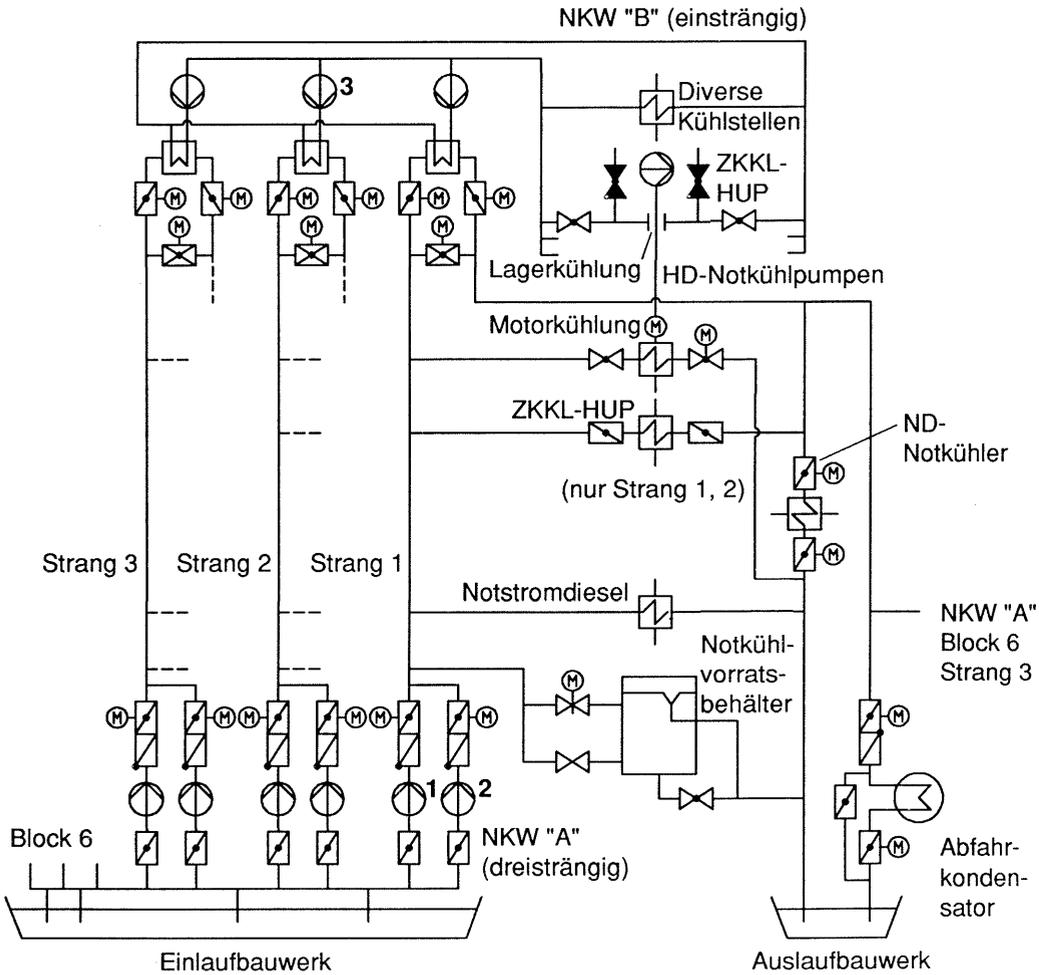


Bild 2-10: Notspeisewasserversorgung WWER-440/W-213



- 1 NKW "A"-Pumpe (3 • 100%)
- 2 NKW "A"-Reservepumpe (3 • 100%)
- 3 NKW "B"-Pumpen (3 • 50%)
(Speisen auf einen Strang)

Bild 2-11: Nebenkühlwassersystem NKW-A und Zwischenkühlkreislauf NKW-B
WWER-440/W-213

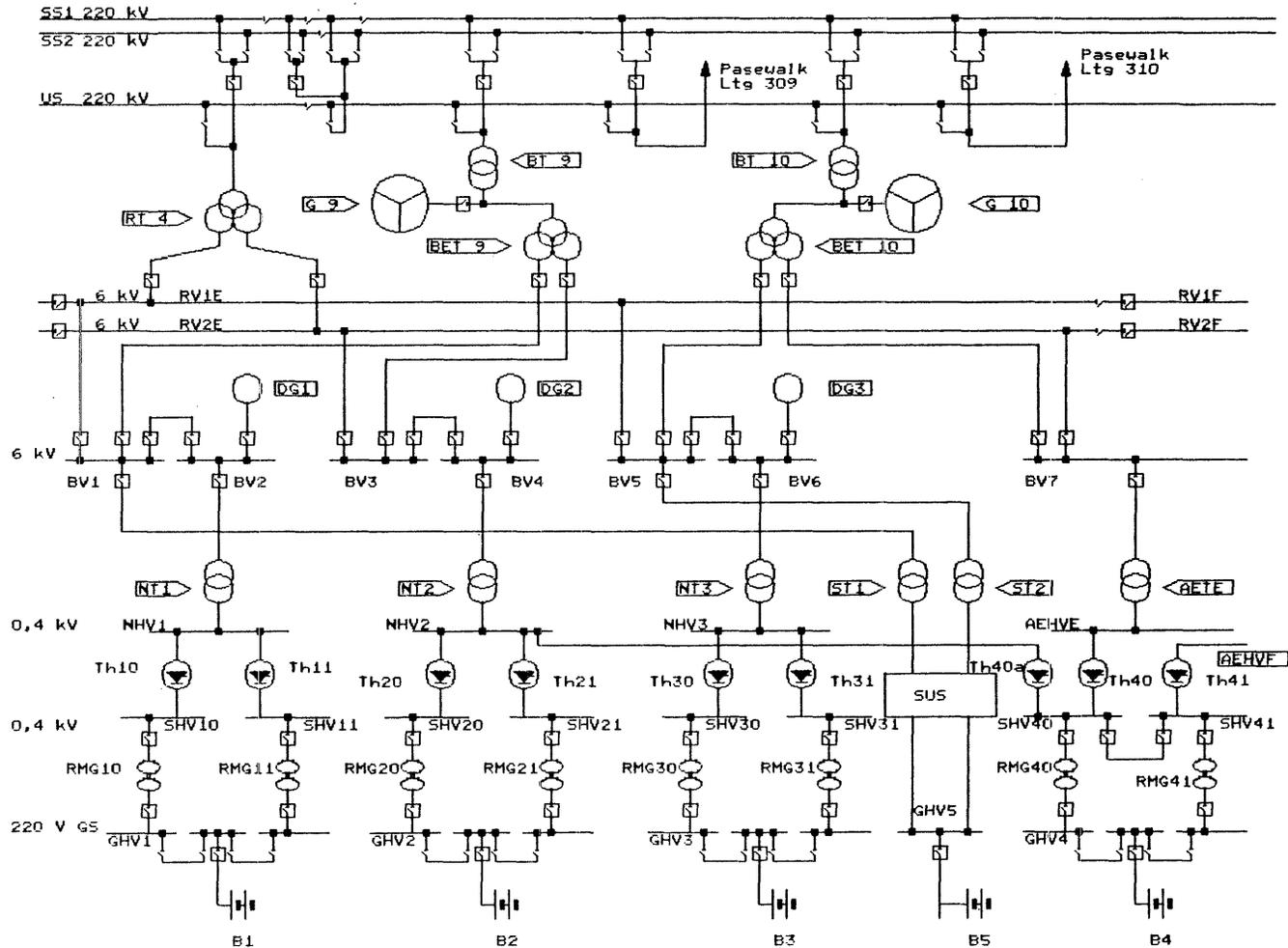


Bild 2-12: Eigenbedarfs- und Notstromversorgung WWER-440/W-213

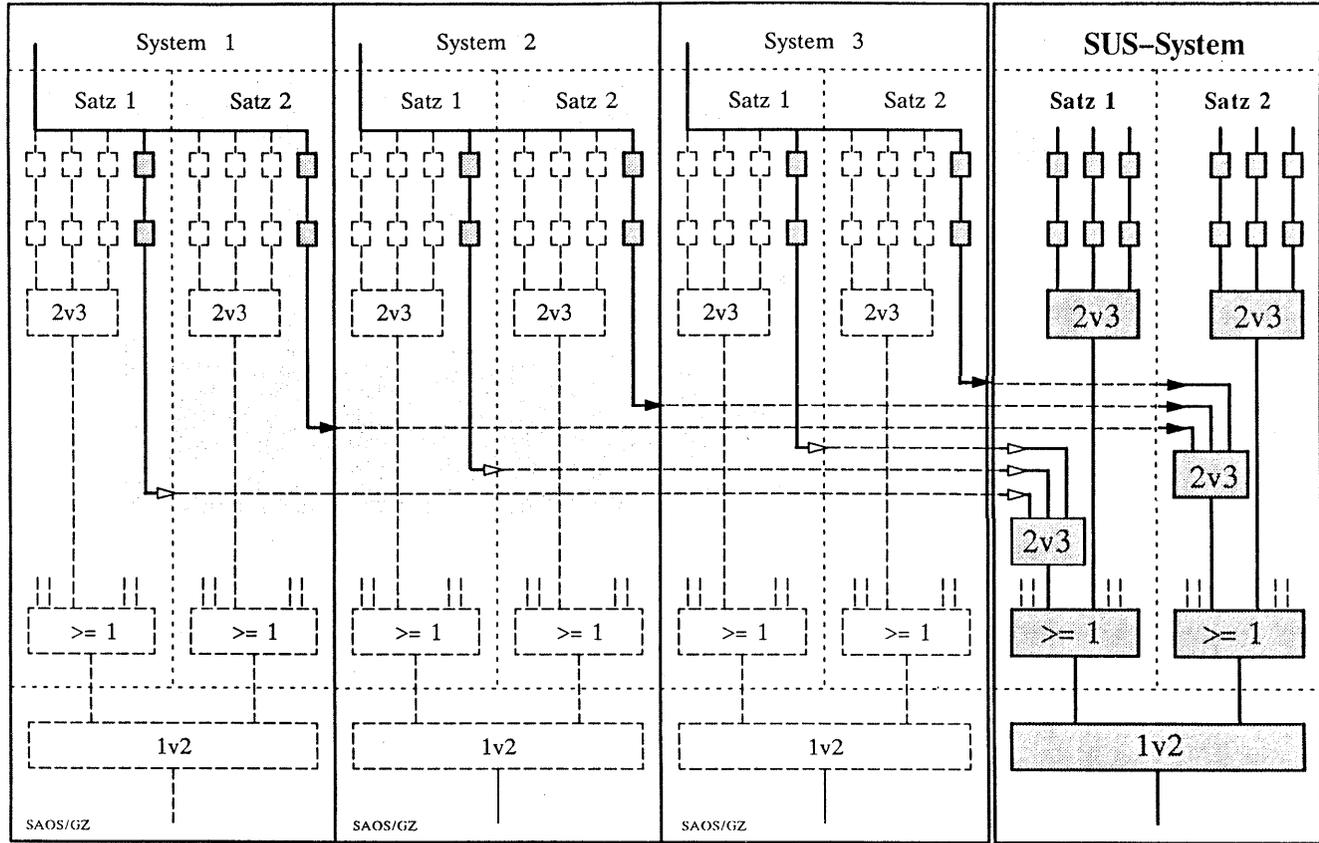


Bild 2-13: Signalfluß des Steuer- und Schutzsystems (SUS), WWER-440/W-213

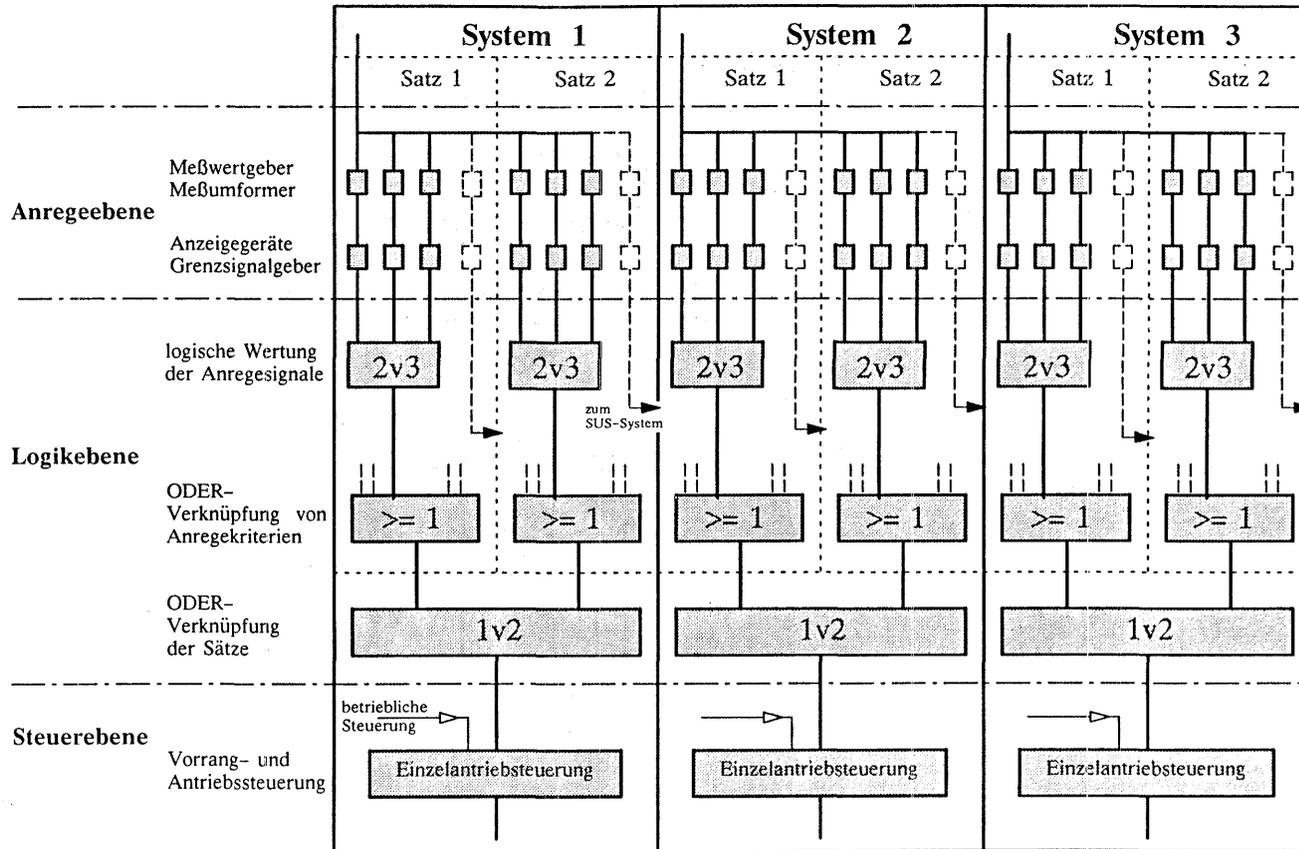


Bild 2-14: Signalfluß der Sicherheitssteuersysteme SAOZ/GR, WWER-440/W-213

Tabelle 2-1: Vergleich wichtiger Auslegungsdaten von WWER- und Konvoi-Anlagen.

Bezeichnung	Dim.	WWER-440 W-230/W-213	WWER-1000 W-320	Konvoi-1300
Thermische Leistung	MW	1375	3000	3765
El. Bruttoleistung	MW	440	970	1314
Nettowirkungsgrad	%	30	30	33
Reaktorkern				
- mittlere Heizflächenbelastung	W/cm ²	43.8	56.8	57
- mittl. Leistungsdichte	kW/l	86	107	93
- mittlerer Abbrand	MWd/kg	29	40	45
Brennelemente				
- Typ	-	hexagonal mit Mantel	hexagonal ohne Mantel	quadratisch ohne Mantel
- Anzahl	-	312	163	193
Brennstäbe				
- Anzahl/Brennelement	-	126	312	300
- aktive Länge	mm	2500	3550	3900
- Außendurchmesser	mm	9.1	9.1	9.5
- Wandstärke	mm	0.65	0.65	0.64
- Hüllrohrmaterial	-	Zr + 1% Nb	Zr + 1% Nb	Zirkalloy 4
Steuerelemente				
- Anzahl	-	37	61	61
- Typ	-	Doppelkassetten	18 Steuerstäbe je Element	24 Steuerstäbe je Element
- Absorbermaterial	-	Borstahl	B ₄ C	Ag80In60Cd 5
Primärkreisdruck	MPa	12.4	15.7	15.8
Sekundärkreisdruck	MPa	4.6	6.3	6.4
Kühlmitteltemperatur: Reaktorein- u. -austritt	°C	265/295	290/320	291/326

Tabelle 2-1: Vergleich wichtiger Auslegungsdaten von WWER und Konvoi-Anlagen (Fortsetzung).

Bezeichnung	Dim.	WWER-440 W-230/W-213	WWER-1000 W-320	Konvoi-1300
Anzahl der Loops	-	6	4	4
Turbinenanzahl	-	2	1	1
Turbinendrehzahl	U/min	3000	3000	1500
Wasservolumen:				
im Primärkreis	m ³	215	298	372
bezogen auf d. Leistung	m ³ /GW	156	99	99
im Sekundärkreis	m ³	252	264	231
bezogen auf d. Leistung	m ³ /GW	183	88	61
Hauptkühlmittelleitung				
- Nennweite	mm	500	850	750
- Material	-	Austenit	Ferrit mit Austenitplattierung	
- Hauptabsperrschieber	-	vorhanden	nicht vorhanden	
Dampferzeuger-Typ				
- Heizrohr-Durchmesser	mm	16	13	19.7
- Heizrohr-Material	-	Austenit	Austenit	Incoloy

3. Genehmigungsrechtliche Grundlagen

3.1 Genehmigungssituation Block 5

Vom ehemaligen Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz der DDR (SAAS) wurden folgende Genehmigungen erteilt:

- eine Genehmigung zur Errichtung der Anlage im Jahr 1977
- eine Genehmigung zur Inbetriebsetzung des Blocks vom 30.12.1988 für den Probetrieb.

Nach erteilter Inbetriebsetzungsgenehmigung war der Block im Jahr 1989 112 Tage im Probetrieb mit einer Leistung bis maximal 55 % der Nennleistung und dabei ca. 60 Tage mit dem Netz synchronisiert.

Am 24.11.1989 kam es bei einem geplanten Versuch zu einem Vorkommnis, bei dem das erste Signal zu Reaktorschnellabschaltung nicht ausgelöst wurde. Das SAAS veranlaßte daraufhin die Unterbrechung der Inbetriebsetzung bis zu einer ausdrücklichen Wiederfreigabe.

In nachfolgenden Funktionsprüfungen im unterkritischen Zustand traten weitere Mängel an sicherheitstechnischen Einrichtungen auf. Aus diesem Grunde ist eine Freigabe zur Fortsetzung des Probetriebes bisher nicht erfolgt.

Im Oktober 1990 hat die Gemeinsame Einrichtung der Länder (GEL) als die seinerzeit zuständige atomrechtliche Genehmigungsbehörde dem Genehmigungsinhaber, der Kraftwerks- und Anlagenbau AG (KAB), Berlin, mitgeteilt, daß eine wesentliche Voraussetzung für die Fortsetzung des Probetriebes in der Realisierung der aus diesen Untersuchungen zu Block 5 abzuleitenden Nachrüstmaßnahmen besteht.

Nach Inkrafttreten des Vertrages über die Schaffung einer Währungs-, Wirtschafts- und Sozialunion zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Deutschen Demokratischen Republik am 01.07.1990 besitzen die bestehenden Genehmigungen einen Bestandsschutz von fünf Jahren. Neue Genehmigungen müssen vollständig nach § 7 des Atomgesetzes beantragt werden.

3.2 Geltende genehmigungsrechtliche Grundlagen

Den rechtlichen Rahmen für die friedliche Nutzung der Kernenergie schafft das Atomgesetz. Das Atomgesetz wurde 1959 verabschiedet und zwischenzeitlich mehrfach novelliert, /1/.

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

- 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, technischen Regeln und Richtlinien im einzelnen ausgeführt und konkretisiert. Die wichtigsten Voraussetzungen und Richtlinien sind:

- Die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /2/

Die StrlSchV 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.

- Die Sicherheitskriterien /3/

Die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke enthalten die grundlegenden Sicherheitsziele, die durch die Auslegung der Anlage zu gewährleisten sind. Insbesondere müssen - auch unter gestörten Bedingungen - die Grundsatzanforderungen der Sicherheit

erfüllt werden: jederzeitiges Abschalten der Anlage, langfristige Nachwärmeabfuhr und sicherer Einschluß der radioaktiven Stoffe.

- Die Störfall-Leitlinien /4/

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 von Block 5 herangezogen werden.

Die Störfall-Leitlinien legen auf der Grundlage der 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 (Dosisgrenzwerte) des § 28 Abs. 3 StrlSchV zu erbringen sind. Dabei sind die Störfälle, gegen die mit baulichen oder sonstigen technischen Schutzmaßnahmen eine Vorsorge zu treffen ist, unabhängig von der speziellen technischen Auslegung einer Anlage festgelegt. Die erforderliche Vorsorge ist nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vorzunehmen.

- Die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /5/

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.

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 Sicherheitszielen, auf die sich die ausführenden Vorschriften des Regelwerks sinngemäß übertragen lassen, sind daher nicht ausgeschlossen. Dieser Aspekt ist bei der Beurteilung von Reaktoren anderer Bauart, hier bei der Beurteilung des Anlagenkonzepts von Block 5 des KKW Greifswald, mit zu berücksichtigen.

Für die Anlage ist daher zu prüfen, ob die vorhandene Auslegung den den Vorschriften zugrundeliegenden Schutzziele genügt, insbesondere, ob eine ausreichende Vorsorge zur Vermeidung von Störfällen und 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 gegebenenfalls welche Ersatzmaßnahmen zum Ausgleich des Sicherheitsdefizites möglich sind.

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 /5/. 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, Fluzeugabsturz u.a),
- die Ausführung und die Anforderungen an das Reaktorschnellabschaltssystem (Anregekriterien, Einfallzeiten der Abschaltstäbe, konstruktive Details).

Im deutschen technischen Regelwerk werden für Sicherheitssysteme Auslegungsanforderungen an Redundanz, Diversität, Entmaschung und räumliche Trennung der Systemstränge gestellt. Dabei ist weitergehend als in den Anforderungen des sowjetischen Regelwerkes an Sicherheitssysteme (PBJA-04-74, /6/, und OPB-82, /7/) neben dem Einzelfehler auch der Ausfall einer Redundanz aufgrund von Reparatur zu unterstellen. Andererseits wird im sowjetischen Regelwerk zusätzlich zum Einzelfehler ein verdeckter Fehler, der erst während eines Störfalles entdeckt wird und den Störfallablauf ungünstig beeinflussen kann, angenommen.

Im sowjetischen Regelwerk beschränkt sich das Einzelfehlerkonzept auf aktive Komponenten. Im deutschen Regelwerk werden auch passive Komponenten betrachtet. Allerdings kann unter bestimmten Voraussetzungen auf die Anwendung des Einzelfehlerkonzepts auf passive Komponenten verzichtet werden, wenn besondere Anforderungen an eine zuverlässige Auslegung, Fertigung und Überwachung erfüllt sind.

Neben Anforderungen zur Anlagenauslegung werden in der StrlSchV Strahlenschutzvorschriften aufgeführt, z. B.:

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

Die Anlage ist auf die Einhaltung dieser Vorschriften zu überprüfen. Um beurteilen zu können, ob die Störfallplanungswerte des § 28 Abs. 3 der StrlSchV eingehalten werden, sind hierzu, gemäß den Störfall-Leitlinien für eine Reihe von radiologisch relevanten Auslegungsstörfällen Berechnungen zu möglichen radiologischen Störfallauswirkungen vorzunehmen. Für Anlagen, auf die die Störfall-Leitlinien anzuwenden sind, sind dabei als radiologisch repräsentative Störfälle zu untersuchen:

- 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.

Es muß geprüft werden, inwieweit die Liste dieser Störfälle sinngemäß auf Block 5 des KKW Greifswald übertragen werden kann.

Zur Analyse dieser radiologisch repräsentativen Störfälle werden Störfallberechnungsgrundlagen angegeben. Auch die Anwendbarkeit dieser Berechnungsvorschriften auf Block 5 des KKW Greifswald ist zu prüfen.

Literatur zu Kapitel 3

- /1/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) in der Neufassung vom 15.07.1985 (BGBl. I, S. 1565), zuletzt geändert durch Art. 9 des Gesetzes vom 18.02.1986 (BGBl. I, S. 265)
- /2/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung-StrlSchV) in der Fassung der Bekanntmachung vom 30.06.1989 (BGBl. I, S. 1321)
- /3/ Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21.10.1977 (Bundesanzeiger Nr. 206 vom 03.11.1977)
- /4/ Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfall-Leitlinien) vom 18.10.1983 (Bundesanzeiger Nr. 245 a vom 31.12.1983)
- /5/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe, 14. Oktober 1981, inklusive Änderungen gemäß Bundesanzeiger Nr. 106 vom 10. Juni 1983 und Bundesanzeiger Nr. 104 vom 05. Juni 1984
- /6/ Nuclear Safety Regulations for Nuclear Electric Power Plants (AES), PBJA-04-74
- /7/ General Safety Regulations of Nuclear Power Plants during Design, Construction, and Operation, OPB-82

4. Reaktorkern und druckführende Komponenten

4.1 Kernausslegung

Die sicherheitstechnischen Anforderungen zur Kernausslegung sind in mehreren KTA-Regeln enthalten. Speziell zu nennen sind

- KTA-Regel 310
Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren
 - Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung.
 - Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme.
- KTA-Regel 3103
Anforderungen an Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren.

Gefordert werden

- zwei unabhängige Abschaltssysteme zur Beendigung der Spaltreaktion mit ausreichender Abschaltsicherheit,
 - die Einhaltung der sicherheitstechnischen Grenzwerte, um Schäden der Brennstäbe zu vermeiden,
 - die Einrichtung von geeigneten Überwachungseinrichtungen zur Überprüfung der Reaktorkernzustände und zur Anregung der Reaktorschutzmaßnahmen.
- KTA-Regel 3204

Betriebs- und störfallbedingte Belastungen auf die Reaktordruckbehältereinbauten dürfen nicht die sichere Abschaltbarkeit des Reaktors und die ausreichende Kühlung der Kernbauteile gefährden.

4.1.1 Neutronenphysikalische Kernausslegung

Der Kern des Reaktors besteht aus 349 sechseckigen Brennelementen, wobei 37 Elemente zugleich Steuerelemente sind. Die Steuerelemente bestehen aus einem unteren Brennstoff- und einem oberen Absorbenteil.

Zur Reaktorschnellabschaltung und Leistungsbegrenzung steht das Steuer- und Schutzsystem des Reaktors (SUS) zur Verfügung. Die für den Schutz des Reaktorkerns vorgesehenen Maßnahmen sind in 4 Stufen (HS-1 bis HS-4) gestaffelt.

Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt nur über die Kriterien der ersten Stufe (HS-1) durch Einfallen aller Steuerelemente. Die Anregekriterien für die Stufen HS-2 bis HS-4 führen zur Reaktorabschaltung bzw. zu Reaktorleistungsbegrenzungen.

Die neutronenphysikalischen Reaktorschutzanregungen werden aus den Signalen der Neutronenfluß-Außeninstrumentierung gebildet. Andere Messungen der Reaktorinstrumentierung, wie Kühlmittelaustrittstemperaturen aus 210 Brennelementen und innere Neutronenflußmessungen an 252 Kernpositionen dienen zur Information über den Kernzustand, automatische Maßnahmen werden aus diesen Messungen nicht eingeleitet.

Als zweites Reaktorabschaltsystem steht das nicht redundante betriebliche Boreinspeisesystem (Zuspeisesystem) zur Verfügung. Die borierte Hochdruckeinspeisung des Notkühlsystems erfolgt nur im Notkühlanforderungsfall. Die Handzuschaltung dieses Systems erfordert zusätzliche Maßnahmen (manuelle Anregung einer Verriegelung).

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. In den Störfallanalysen wird bestätigt, daß die Geschwindigkeit der einfahrenden Steuerelemente ausreichend schnell ist, wenn das erste Anregekriterium wirksam ist. Es ist zu überprüfen, ob die Abschaltung des Reaktors in allen Auslegungsfällen auch dann sicher erfolgt, wenn nur das zweite Anregekriterium wirksam ist, also unterstellt wird, daß die erste Anregung ausfällt.
 2. In der Auslegung des Reaktorschnellabschaltsystems ist das Hängenbleiben des wirksamsten Steuerstabes berücksichtigt. In den Störfall-Leitlinien wird davon ausgegangen, daß Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall bzw. Teilausfall des Reaktorschnellabschaltsystems hinreichend unwahrscheinlich sind. Es ist zu überprüfen, ob das Reaktorschnellabschaltsystem ausreichend zuverlässig ist.
 3. Schaffung eines redundanten notstromversorgten leistungsfähigen Boreinspeisesystems mit einem Förderdruck oberhalb des Betriebsdruckes.

4.1.2 Thermohydraulische Kernausslegung

Die thermohydraulische Auslegung muß eine ausreichende Kühlung der Brennstäbe gewährleisten. Als Kenngröße der ausreichenden Kühlung der Brennstäbe 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 das Heißkanalmodell angewendet. Die Leistungsfaktoren für das Heißkanalmodell werden mit reaktorphysikalischen Auslegungsrechnungen bestimmt.

Die verwendete Beziehung zur Ermittlung der kritischen Wärmestromdichte muß experimentell überprüft sein. Die Experimente müssen den Bereich der Zustandsänderungen in Druck, Kühlmitteldurchsatz und Kühlmitteltemperatur abdecken und hinsichtlich Brennstabdurchmesser, Gitterabstand und Abstandshaltergeometrie und Anordnung das eingesetzte Brennelement nachbilden.

Die im stationären Leistungsbetrieb einzuhaltenden DNB-Werte ergeben sich aus dem festgelegten Grenzwert zur Verhinderung von Brennelementschäden (Filmsieden). Der Grenzwert muß Sicherheitsreserven für betriebliche Transienten, wie den Ausfall von mehreren Hauptumwälzpumpen, enthalten.

Im Anhang A.4 sind in Ergänzung der sowjetischen Stellungnahme zum vorliegenden Bericht Ausarbeitungen des Kurtschatow-Institutes Moskau zur Berechnung der kritischen Heizflächenbelastung und zum Brennstabverhalten bei Normalbetrieb und Störfällen beigefügt.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Für die thermohydraulische Auslegung sind die Unterkanalfaktoren für die Enthalpieerhöhung $K_{\Delta H}$ und die Wärmestromdichte K_q für die aktuelle Kassettenkonstruktion mit Queraustauschbohrungen zu begründen.
 2. Unter Berücksichtigung der jeweils wirksamen Leistungsbegrenzung (HS-4 oder HS-3) ist für die auslegungsbestimmenden Transienten die Einhaltung der minimal zulässigen DNB-Werte nachzuweisen.

Hierzu sind auch detaillierte Angaben zur Genauigkeit der verwendeten DNB-Korrelationen erforderlich.

3. Die Einbeziehung von Leistungsdichtekennwerten in die automatische Leistungsbegrenzung bzw. Reaktorabschaltung ist vorzusehen. Die verwendeten Algorithmen zur Leistungsdichteüberwachung sind zu verifizieren.

4.1.3 Mechanische Kernausslegung

Zur Erfüllung der Anforderungen an die Reaktordruckbehältereinbauten aus KTA 3204 sind Nachweise zu folgenden Aufgaben erforderlich

- Aufnahme von Gewicht und Verspannkräften der Brennelemente
- Gewährleistung von Lage und Ausrichtung der Brennelemente
- Aufnahme des Stoßes der Regelelemente bei Reaktorschnellabschaltung, Strömungsführung des Kühlmittels im Reaktordruckbehälter
- Aufnahme der Bestrahlungsproben zur Sprödbruchüberwachung des Reaktordruckbehälterwerkstoffes,
- Sicherstellung der Kerngeometrie bei Störfällen.
- nach KTA 3103 sind hierzu auch die Auswirkungen von Gamma- und Neutronenbestrahlung zu berücksichtigen.

Berechnungen über die bei bestimmungsgemäßem Betrieb und bei Störfällen auftretenden Belastungen sind vom sowjetischen Anlagenhersteller durchgeführt worden, jedoch liegen keine nachvollziehbaren Unterlagen vor. Dabei wurden als obere Grenze für mögliche Belastungen aus Störfällen die bei einem Kühlmittelverluststörfall auftretenden Beanspruchungen ermittelt.

Nach Auskunft der Kraftwerks- und Anlagenbau AG (KAB) halten nach den Ergebnissen der Analysen die Einbauten des Reaktordruckbehälters den Belastungen aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb und den Belastungen bei einem Kühlmittelverlust stand.

Es ist nicht bekannt, ob in den Rechnungen die während des Reaktorbetriebs durch Neutronenbestrahlung verursachte Werkstoffversprödung ausreichend berücksichtigt

worden ist. Berechnungen zu Lastfällen aus Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Sicherheitserdbeben, Explosionsdruckwelle) sind nicht durchgeführt worden. Hier gibt es auch keine Angaben dazu, wie weit die bei Einwirkungen von außen möglichen Beanspruchungen durch die für einen Kühlmittelverluststörfall ermittelten Ergebnisse ausreichend konservativ beschrieben werden.

Die Einbauten des Reaktordruckbehälters der WWER-440 Reaktoren besitzen bei vergleichbaren Materialien etwa gleiche Wanddicken wie die von KWU-Druckwasserreaktoren. Aufgrund der kleineren Durchmesser bei den WWER-Reaktoren kann daher angenommen werden, daß sich für mögliche Beanspruchungen aus Störfällen im allgemeinen geringere Werte als für KWU-Druckwasserreaktoren ergeben.

Die Brennelemente der WWER-440 Reaktoren unterscheiden sich von denen der KWU-Druckwasserreaktoren durch ihren sechseckigen (anstatt quadratischen) Querschnitt, die Umschließung der Brennelemente mit einem Mantel und in der Ausführung der Brennstofftabletten (zentrale Bohrung, längere Pellets).

Die Regelelemente unterscheiden sich von den Steuerstäben der KWU-Druckwasserreaktoren darin, daß die Regelelemente nicht in das festpositionierte Brennelement eingefahren werden, sondern der Brennstoffteil sukzessiv durch den Absorberteil der Regelelemente ersetzt wird. Als Absorbiermaterial wird Borstahl anstatt einer Silber-Indium-Cadmium-Legierung verwendet.

Nach den Betriebserfahrungen in den Blöcken 1-4 hat sich die Konstruktion der Brenn- und Regelelemente im bestimmungsgemäßen Betrieb bewährt. Mögliche Beeinflussungen der Einfallzeiten durch die gemessene Schiefstellung des RDB sind zu überprüfen und auf ihre Zuverlässigkeit hin zu bewerten.

Die Werkstoffe, außer Hüllrohr-, Kasten- und Absorbiermaterial, sind vergleichbar mit denen, die von der KWU eingesetzt werden. Aufgrund der vorliegenden Betriebserfahrungen können jedoch auch die nicht vergleichbaren Werkstoffe als betriebsbewährt angesehen werden.

Entsprechend der sowjetischen Norm OPB-82 sind folgende Grenzwerte für Brennstabschäden einzuhalten:

Für bestimmungsgemäßen Betrieb:

- Anteil der Brennstäbe mit Gasundichtigkeiten an der Gesamtzahl $< 1 \%$.
- Anteil der Brennstäbe mit direktem Kontakt zwischen Kühlmittel und Brennstoff an der Gesamtzahl $< 0,1 \%$.

Aus diesen Grenzwerten ist das zulässige Aktivitätsniveau des Kühlmittels des Primärkreislaufes abzuleiten.

Für Auslegungsstörfälle:

- Temperatur der Brennstabhüllen $< 1200 \text{ }^\circ\text{C}$
- Verhältnis von lokaler Oxidationstiefe der Brennstabhülle zur Hüllendicke vor der Oxidation $< 18 \%$
- Anteil der Masse des reagierenden Zirkoniums an der gesamten Masse des Zirkoniums in der Spaltzone $< 1 \%$.

Die angegebenen Grenzwerte für Brennstabschäden während des bestimmungsgemäßen Betriebs entsprechen nicht den Anforderungen des deutschen kerntechnischen Regelwerks. Gemäß den deutschen Bewertungskriterien müssen die Brennstäbe auslegungsgemäß den Belastungen während der gesamten Einsatzzeit unter Berücksichtigung der vorgesehenen Betriebsweise standhalten. Aufgrund der vorliegenden Konstruktionsdaten gibt es jedoch keinen Hinweis darauf, daß diese Anforderungen von den WWER-Brennelementen nicht eingehalten werden können. Nachweise zu diesen Anforderungen liegen jedoch nicht vor.

Die sowjetischen Grenzwerte für Auslegungsstörfälle entsprechen im wesentlichen den Grenzwerten des deutschen Regelwerks. Neben den zuvor genannten Grenzwerten enthalten die deutschen Bewertungskriterien jedoch zwei weitere Anforderungen. Danach ist die maximal zulässige Anzahl defekter Brennstäbe zu begrenzen. Weiterhin sind auftretende Hüllrohrdehnungen beim Nachweis für eine ausreichende Nachkühlung zu berücksichtigen. Es liegen zur Zeit keine Angaben darüber vor, ob auch diese Anforderungen bei der Auslegung der Brennelemente berücksichtigt worden sind.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Die vom Anlagenhersteller durchgeführten Rechnungen zu auftretenden Beanspruchungen an den RDB-Einbauten bei bestimmungsgemäßem Betrieb und Kühlmittelverluststörfällen sind vorzulegen.
 2. Aus den für Brennstabchäden angegebenen sowjetischen Grenzwerten ist das Aktivitätsniveau des Kühlmittels des Primärkreislaufs zu ermitteln.

4.1.4 Handhabungsstörfälle

Für die Bewertung der Handhabungsstörfälle wird wegen der vergleichbaren Konstruktion ein Siedewasserreaktor (SWR)-Brennelement (KKW Krümmel) zugrundegelegt. Die nachfolgende Tabelle 4-1 zeigt die entsprechenden Maße und Gewichte.

Tabelle 4-1:

	SWR	Kernkraftwerk Greifswald, Block 5
Brennelementgewicht	ca. 300 kg	ca. 215 kg
Brennelementlänge	ca. 4,5 m	ca. 3,2 m
Kastenwandstärke	2,5 - 3,0 mm	2,1 mm
Brennstabfixierung Lastabtragung	bei beiden ähnlich über Abstandhalter, Tragstäbe und BE-Kasten	
Max. Fallhöhe	ca. 15 m	ca. 7 m

Aufgrund des kleineren Gewichts, der kleineren Brennelementlänge und der kleineren max. Fallhöhe ergeben sich bei einem Brennelementabsturz für ein Brennelement im Kernkraftwerk Greifswald kleinere Belastungen. Wegen der vergleichbaren Kastenwandstärke und der vergleichbaren Brennstabfixierung ist die Lastabtragung ebenfalls vergleichbar.

Als Störfallberechnungsgrundlage für die Störfall-Leitlinien wird davon ausgegangen, daß sämtliche Brennstäbe einer äußeren Kante des quadratischen Brennelements durch Strömungen und Störfälle bei der Brennelementhandhabung und -lagerung beschädigt werden.

Unter der Annahme, daß zwei Außenkanten des hexagonalen WWER-Brennelements beschädigt werden, ist bei der Störfallbetrachtung von 13 defekten Brennstäben auszugehen. Da die WWER-Brennelemente nur mit Kästen gehandhabt werden, ist diese Annahme konservativ. Aufgrund seiner Steifigkeit kann der Kasten einen Teil der Belastungen bei einem Handhabungsstörfall abtragen.

4.2 Beurteilung der druckführenden Komponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs

4.2.1 Aufgabenstellung

Die drucktragenden Ausrüstungen (Behälter, Pumpen-, Absperrschiebergehäuse) und Rohrleitungen sind genehmigungsfähig, wenn ihre Integrität bei Normalbetrieb, betrieblichen Transienten und Störfällen mit den erforderlichen Sicherheiten nachgewiesen werden kann. Dazu sind

- die Eignung der eingesetzten Werkstoffe,
- mechanische und thermische Lastannahmen bei der Festigkeitsberechnung einschließlich der Auswirkungen der Neutronenbestrahlung,
- technische Details der konstruktiven Ausführung bezüglich Spannungskonzentrationen und Prüfbarkeit,
- Maßnahmen zur Qualitätssicherung bei Fertigung, Vormontage und Montage,
- Programm und Methoden der Nullzustandsprüfungen und Konzept der wiederkehrenden Prüfungen und Wechselwirkungen der Konstruktionswerkstoffe mit den Betriebsmedien

zu prüfen.

In die Bewertung wurde folgender Anlagenumfang aufgenommen:

- Ausrüstungen und Rohrleitungen des Primärkreislaufs, die unter Betriebsdruck stehen, d.h. Reaktordruckbehälter, Druckhalter, Gehäuse der Schieber und Pumpen, Dampferzeuger, Hauptumwälzleitung, Druckhaltesystem und

- Ausrüstungen und Rohrleitungen zur Kühlung des Kernbrennstoffs, d.h. Notkühlsysteme, Abkühlsystem im Primärkreislauf, Speisewasser und Frischdampfsystem des Sekundärkreislaufs.

Rohrleitungen der Nennweite gleich kleiner DN 250 wurden nur in Einzelfällen bewertet, da Änderungen bzw. Ersatz bei Anforderung ohne Einschränkung möglich sind.

4.2.2 Sicherheitstechnische Bewertung und erforderliche Maßnahmen

Die sicherheitstechnische Bewertung der druckführenden Komponenten des Primär- und Sekundärkreises erfolgte in zwei Schritten:

1. Vergleich der Regelwerksvorgaben,
 2. Bewertung der Komponenten in dem in der Anlage ausgeführten Zustand.
- Vergleich der Regelwerksvorgaben

Der Vergleich der Regelwerksvorgaben zur Erfüllung der Schadensvorsorge ergibt, daß die vorgesehenen Maßnahmen zur Erfüllung der Schadensvorsorge im wesentlichen ausreichend sind. Im Vergleich zum deutschen Regelwerk fordert das sowjetische Regelwerk:

- geringere Nachweistiefe zur Absicherung der Zähigkeiten der Grundwerkstoffe und Schweißverbindungen (nicht geforderte Einschnürwerte in Dickenrichtung, nicht geforderte Erprobung der Wärmeeinflußzone),
- geringere Nachweistiefe für die zerstörungsfreie Prüfung, insbesondere bei der Ultraschallprüfung (z. B. geringere Anzahl von Einschallrichtungen und Prüfwinkeln),
- geringere Nachweistiefe für die Abtragbarkeit der auftretenden und postulierten Lasten,
- keine uneingeschränkte Prüfbarkeit im Wurzelbereich der Schweißnähte und der Stützenkonstruktionen,

- keine unmittelbare Begrenzung der Neutronenfluenz im kernnahen Bereich der Wand des Reaktordruckbehälters. (Die Neutronenfluenz wird indirekt durch die Sprödbruchübergangstemperatur begrenzt.)

Für die einzelnen Komponenten wurde geprüft, inwieweit die genannten Einschränkungen durch Änderungen an den Komponenten und Systemen, zusätzliche Prüfmaßnahmen und werkstofftechnische Untersuchungen sowie Maßnahmen zur Reduzierung der betrieblichen Einflüsse ausreichend beseitigt werden können.

Für die Beurteilung der Genehmigungsfähigkeit der ausgeführten Komponenten wurde darüber hinaus untersucht, ob Abweichungen zu den Regelwerksvorgaben in einem solchem Maße vorliegen, daß die Schadensvorsorge nicht mehr gegeben ist. Dabei ist zu berücksichtigen, daß die technischen Regelwerke grundsätzlich so aufgebaut sind, daß Abweichungen in der Erfüllung von Einzelvorgaben zulässig sind, aber eine nachvollziehbare technische Begründung erforderlich ist.

Bezüglich der Komponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs kann zur Zeit noch keine abschließende Aussage getroffen werden. Die beim Hersteller der Komponenten vorhandene Dokumentation konnte noch nicht eingesehen werden; die auf der Baustelle stichprobenweise eingesehene Dokumentation reicht in ihrem Detaillierungsgrad nicht aus, das dokumentierte Prüfergebnis eindeutig nachzuvollziehen. Über Ergebnisse aus Forschungsprogrammen, z. B. zur Verarbeitungssicherheit und Langzeitbewahrung der eingesetzten Werkstoffe, liegen noch keine ausreichenden Informationen vor.

Die Großkomponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs der Blöcke 5 bis 8 entsprechen in ihrer Werkstoffwahl und ihren konstruktiven Ausführungen weitgehend den Komponenten der Baulinie WWER-440/W-230. Für die Bewertung von Block 5 konnte allerdings nur die Betriebserfahrung der Blöcke 1 bis 4 des KKW Greifswald berücksichtigt werden.

- Bewertung der Komponenten
- Reaktordruckbehälter

Die Werkstoffauswahl und die Konstruktionsform des Reaktordruckbehälters entsprechen weitgehend dem Regelwerk. Zur Begrenzung der Einflüsse aus der Neutronen-

strahlung auf den Werkstoff sind Maßnahmen zu treffen, die längerfristig ausreichende Sicherheitsreserven gewährleisten. Für die Stutzeinschweißungen im Reaktor-druckbehälterdeckel sind spezielle Anpassungen der heute verfügbaren Prüftechniken erforderlich, um eine ausreichende Schadensvorsorge sicherzustellen. Obwohl die Konstruktion an einigen Stellen zur Einschränkung der Prüfbarkeit führt, ist eine ausreichend repräsentative wiederkehrende Prüfung mit zerstörungsfreien Prüfverfahren möglich.

Für den Reaktor-druckbehälter von Block 5 wurden an einigen Stellen geringe Zähigkeitswerte ausgewiesen, die erst nach Durchsicht der gesamten Herstellungs-dokumentation beurteilt werden können. Gegebenenfalls sind nachträgliche Werkstoff-erprobungen durchzuführen. Aus der noch vorzulegenden detaillierten Spannungsana-lyse werden keine Einschränkungen erwartet. Konsequenzen aus der gemessenen Schiefstellung des Reaktor-druckbehälters auf die Belastungen der Stutzenanschlüsse können noch nicht beurteilt werden.

- Hauptumwälzleitung, Gehäuse der Hauptumwälzpumpen und Absperrschieber

Die Hauptumwälzleitungen sind im Gegensatz zu KWU-DWR aus austenitischem Werkstoff gefertigt. Damit befinden sich die Übergänge vom ferritischen zum austeniti-schen Werkstoff an den Reaktor-druckbehälterstutzen bzw. Dampferzeugeranschlüs-sen. Die Gehäuse der Hauptumwälzpumpen und der Hauptabsperrschieber sind ebenfalls aus austenitischem Werkstoff gefertigt. Die Vor- und Nachteile der unter-schiedlichen Werkstoffkonzepte sind Gegenstand internationaler Fachdiskussion. Die Betriebserfahrung hat gezeigt, daß bei beiden Konzepten die primären Spannungen in den Hauptumwälzleitungen niedrig gehalten werden können. Der Erschöpfungs-grad des Werkstoffs wird durch die Betriebsführung und die Rohrleitungsführung be-einflußt. Aufgrund von Temperaturschichtungen und -fluktuationen treten an der Ein-bindung von Anschlußleitungen in die Hauptumwälzleitung häufig höhere Erschöp-fungsgrade auf. Deshalb ist es zweckmäßig, die Verbindungsschweißnaht für die Werkstoff-schnittstelle in Bereiche niedriger Spannung zu legen. Inwieweit diese Rand-bedingung hier erfüllt ist, kann nicht beurteilt werden, da eine Spannungsanalyse zum Primärkreislauf im erforderlichen Detaillierungsgrad nicht vorliegt.

Nach dem jetzigen Stand der Technik ergeben sich für die Ultraschallprüfung bei dick-wandigen austenitischen Schweißverbindungen und bei Mischverbindungen Ein-schränkungen in der Prüfaussage. Daher werden während der Fertigung Zwischen-

prüfungen bei verschiedenen Füllungsgraden der Schweißnaht durchgeführt (Durchstrahlungs- und Oberflächenrißprüfungen). Die Ergebnisse dieser Zwischenprüfungen sind in der Herstellerdokumentation enthalten, die bisher noch nicht eingesehen werden konnte. Eine abschließende Aussage zum Qualitätszustand der dickwandigen Schweißverbindungen an den austenitischen Komponenten und den Anschlußnähten an den Reaktordruckbehälter und die Dampferzeuger ist daher noch nicht möglich.

Die Oberflächen der Schweißverbindungen sind in verschiedenen Bereichen nicht ausreichend eben, um das Ultraschallprüfverfahren für wiederkehrende Prüfungen im erforderlichem Umfang einsetzen zu können. Die Oberflächen sind deshalb entsprechend nachzuarbeiten. Für die dann noch verbleibenden Prüfeinschränkungen können gegebenenfalls Oberflächenrißprüfungen von der Innenseite durchgeführt werden.

- Druckhalter

Die Betriebserfahrung in den Blöcken 1 bis 4 zeigt, daß der für den Druckhalter eingesetzte Werkstoff grundsätzlich geeignet ist. Da seine mechanisch-technologischen Eigenschaften und die Verarbeitungssicherheit noch nicht ausreichend bekannt sind, ist eine Detailauswertung der Paßdaten und der Herstellerdokumentation erforderlich. Werden unzureichende Zähigkeiten festgestellt, ist zu beurteilen, ob der Druckhalter ausgetauscht werden muß oder mit konstruktiven Änderungen weiter verwendet werden kann.

Für verschiedene Stutzenausführungen sind Konstruktionsänderungen erforderlich. Das betrifft insbesondere Schweißnähte mit nicht durchgeschweißter Wurzel. Die erforderlichen technischen Verbesserungen zur Beseitigung der Prüfeinschränkungen sind durchführbar. Die sich dort möglicherweise ergebenden höheren Belastungen durch Temperaturschichtungen und -fluktuationen können durch entsprechende Betriebsweise und Änderung der Rohrleitungsführung begrenzt werden.

- Dampferzeuger

Die Betriebserfahrung in den Blöcken 1 bis 4 zeigt, daß der für den Dampferzeugermantel gewählte Werkstoff grundsätzlich geeignet ist. Da seine mechanisch-technologischen Eigenschaften und die Verarbeitungssicherheit noch nicht hinrei-

chend bekannt sind, ist jedoch noch eine Detailauswertung der Paßdaten und der Herstellerdokumentation erforderlich. Einschränkungen für die Prüfbarkeit sind durch Nacharbeitung der Schweißnähte, Änderungen an verschiedenen Stützen und gegebenenfalls an Einbauten ausreichend behebbar. Durch Anwendung von Sondertechniken kann eine ergänzende Prüfaussage gewonnen werden. Vergleichsprüfungen an einem Dampferzeuger von Block 7 zeigten unzulässige Befunde. Daraus ergibt sich die Forderung nach einer ergänzenden Ultraschallprüfung für die Dampferzeuger in Block 5. Gegenwärtig läßt sich nicht abschließend beurteilen, ob der Übergang von den austenitischen zu ferritischen Bauteilen ausreichend prüfbar ist. Gegebenenfalls sind Konstruktionsänderungen an den Stützenverbindungen erforderlich.

Die Betriebserfahrung mit den Dampferzeugern der Blöcke 1 bis 4 zeigt, daß verschärfte Anforderungen an die Kontrolle der Wasserchemie zu stellen sind. Durch Änderung der Kondensatorberohrung und der wasserchemischen Fahrweise kann die Empfindlichkeit der Dampferzeugersiederohre gegen lokalen Korrosionsangriff deutlich verringert werden.

- Speisewasser- und Frischdampfsystem

Die Betriebserfahrung in den Blöcken 1 bis 4 zeigt, daß die für die Behälter und Rohrleitungen des Sekundärkreislaufs eingesetzten unlegierten bzw. niedriglegierten Stähle grundsätzlich für den Betrieb geeignet sind. Da ihre mechanisch-technologischen Eigenschaften und die Verarbeitungssicherheit noch nicht hinreichend bekannt sind, ist noch eine Detailauswertung der Paßdaten und auch der Herstellerdokumentation erforderlich. In Bereichen ungünstiger Strömungsbedingungen besteht die Gefahr von Erosionskorrosion. Dieser Einschränkung kann durch Werkstoff austausch, örtlich begrenzte Plattierung bzw. durch geeignete wasserchemische Fahrweise (Hoch-AVT-Fahrweise) weitestgehend begegnet werden. Oberflächenrißprüfungen an Schweißnähten der Behälter und Rohrleitungen der Kategorie III wurden bisher nicht durchgeführt und sind nachzuholen.

- Erforderliche Informationen und Nachweise

1. Es ist ein Statusbericht auszuarbeiten, der den gegenwärtigen Wissensstand zur Verarbeitungssicherheit und zum Neutronenbestrahlungs- und Korrosionsverhalten des Reaktordruckbehälterstahls 15Ch2MFA darstellt.

2. Die in den Pässen enthaltenen mechanisch-technologischen Kennwerte können keiner Probenlage zugeordnet werden. Insbesondere sind die für Zähigkeitsprüfungen verwendeten Probenformen nicht ausgewiesen. Hierzu sind ergänzende Informationen notwendig.
3. Einzelne Zahlenangaben von mechanisch-technologischen Kennwerten bzw. chemischen Analysen, die erheblich von den Spezifikationen abweichen, sind zu überprüfen. Desweiteren sind Differenzen in den Zähigkeitsangaben, die u. U. aus Dimensionsumrechnungen entstanden sein können, zu klären.
4. Zur Verfahrensprüfung der Austenit-Ferrit-Schweißverbindungen sind vertiefende Informationen notwendig (insbesondere Reaktordruckbehälter-Stützenhäuse).
5. Die Abtragung der Belastungen aus Leckstörfällen im Maschinenhaus ist für die Durchführungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen in der Wand C ergänzend nachzuweisen.
6. Die Festigkeitsnachweise für Primärkreis Komponenten und deren Unterstützungen sind mit heute geltenden Berechnungsverfahren zu wiederholen und ggf. für spezielle Lastfälle durch FE-Rechnungen zu ergänzen.
7. Zur Bewertung des Konzepts der Qualitätssicherung der Komponentenhersteller sind ergänzend zu den vorliegenden Angaben die beim Hersteller verbliebenen Dokumentationen der baubegleitenden Kontrolle zu prüfen. Zerstörungsfreie Prüfungen der Grundwerkstoffe sind nachzuweisen und gegebenenfalls nachzuholen.
8. Am Reaktordruckbehälter ist die Ultraschall-Basisprüfung der Grundwerkstoffbereiche (Schüsse und Boden) nachzuholen. Die Stützen mit DN 250 sind ebenfalls zu prüfen.
9. Für die Stützen und das Lochfeld im Deckel des Reaktordruckbehälters ist ein Prüfkonzept vorzulegen (Ultraschallprüfung von innen, Inspektion mit Fernseh-Kamera von innen und außen).

10. Die Konsequenzen aus der gemessenen Schiefstellung des Reaktordruckbehälters für die Belastungen der Stutzenanschlüsse sind zu bewerten.
11. Für wiederkehrende Prüfungen der Hauptumwälzleitung und der Anschlußleitungen des Druckhalters ist eine mechanisierte Innenprüfung (Ultraschall, Sichtprüfung) vorzusehen. Für die Prüfung der Bogenlängsnähte ist das Prüfverfahren zu ertüchtigen
12. Für die Mischschweißnaht ist ein Prüfverfahren zu ertüchtigen.
13. Die Ultraschallprüfung der Dampferzeuger ist vollständig entsprechend den Anforderungen des KTA-Regelwerks zu wiederholen.
14. Für die Dampferzeuger-Heizrohre ist ein Prüfkonzept vorzulegen, das die Bogenbereiche einbezieht.
15. Der 1982 ausgehend von einem Sackloch am Dampferzeugerkollektorflansch im Block 2 aufgetretene Schaden ist daraufhin zu untersuchen, welche Schlußfolgerungen sich für den Betrieb von Block 5 ergeben.
16. Die Aussagefähigkeit der Durchstrahlungsprüfungen an den Schweißnähten der Hauptumwälzpumpen und Hauptabsperrschieber ist zu ermitteln. Gegebenenfalls sind ergänzende Prüfungen mit optimierten Prüftechniken durchzuführen (Testkörper).
17. Am Druckhalter sind die Behälterschweißnähte erneut mit Ultraschall auf Längs- und Querfehler zu prüfen.
18. An den Schweißnähten der Behälter und Rohrleitungen des Sekundärkreislaufs sind Oberflächenrißprüfungen nachzuholen.
19. Der Einsatz chromnickelstahl- bzw. titanberohrter hinreichend dichter Kondensatoren als Voraussetzung für die Umstellung auf Hoch-AVT-Fahrweise im Sekundärkreislauf ist zu prüfen.

- Anlagenertüchtigungen

20. Die EOL-Fluenz an der Wandung des Reaktordruckbehälters ist zu begrenzen.
21. Zur Detektion von Lecks an den RDB-Deckelstutzen sind spezielle Lecküberwachungseinrichtungen vorzusehen.
22. Nicht durchgeschweißte Wurzeln, z. B. an Sprühstutzen und Heizelementen am Druckhalter sowie an Stützeinsätzen DN 500 am Hauptabsperrschieber, sind zu beseitigen.
23. Prüfeinschränkungen für zerstörungsfreie Prüfungen, die sich aus Prüfgeometrie bzw. Nahtüberhöhungen ergeben, sind zu beseitigen.
24. Für die Hauptumwälzleitung und die Anschlußleitungen des Druckhalters ist die Zugänglichkeit für wiederkehrende Prüfungen zu verbessern.
25. Zur automatischen Überwachung der wasserchemischen Parameter im Primär- und Sekundärkreislauf ist ein Betriebssystem zu installieren.
26. Hinter der Speziellen Wasseraufbereitung (SWA 1 und SWA 1a) sind Harzfänger einzubauen.
27. Der druckbeaufschlagte Bereich des Speisewassersystems ist durch geeignete Materialsubstitution bzw. Plattierungen vor Erosionskorrosion zu schützen.
28. Am Dampferzeuger-Kollektor sind Inspektionsmöglichkeiten für die sekundärseitigen Schweißnahtoberflächen zu schaffen.

5. Belastungen aus Störfällen

5.1 Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen und Transienten

Vorliegende Störfallanalysen für Auslegungsstörfälle in Block 5 des KKW Greifswald und anderen Anlagen des Typs W-213 wurden gesichtet. Sie wurden im Hinblick auf Vollständigkeit, ausreichende Konservativität, Nachvollziehbarkeit und Plausibilität der Ergebnisse bewertet. Dabei wurde geprüft, inwieweit die Auslegungsstörfälle durch die vorhandenen sicherheitstechnischen Einrichtungen, automatische Aktionen der Sicherheitssysteme und gegebenenfalls (30 Minuten nach Störfalleintritt) auch durch von Hand ausgelöste Maßnahmen beherrscht werden. Soweit die vorliegenden Analysen bzw. eigene konservative Abschätzungen nicht zweifelsfrei zeigen, daß die Auslegungsstörfälle mit diesen Maßnahmen beherrscht werden, sind zusätzliche Analysen erforderlich.

Die vorliegenden Analysen werden auf der Grundlage der dem Atomgesetz nachgeordneten sicherheitstechnischen Richtlinien und Regeln bewertet. Es sind dies im wesentlichen die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, die Störfall-Leitlinien, die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren und die Bekanntmachung des BMI zum Einzelfehlerkonzept.

Der Bewertung lagen das Technische Projekt /1/ und eine zusätzliche Dokumentation (Nachtrag 19) /2/ zugrunde.

Der Sicherheitsbericht des Technischen Projektes /1/ enthält nur unzureichend dokumentierte Unterlagen. Ergebnisse der Auslegungsrechnungen sind nur in den seltensten Fällen nachvollziehbar. Verschiedene Projektänderungen wurden aber erst in letzter Zeit in der Anlage verwirklicht und sind deshalb auch im Nachtrag 19 nicht berücksichtigt. Außerdem werden im Nachtrag 19 nur einige ausgewählte Störfälle behandelt, die, wie im Technischen Projekt, nicht ausreichend dokumentiert sind. Beide Berichte enthalten keine Beschreibung der für die Auslegungsrechnungen verwendeten Rechenprogramme.

Es liegt somit kein Sicherheitsbericht vor, der den heutigen Anforderungen genügt. Dieser Mangel wird auch nicht vollständig durch zusätzliche Analysen ausgeglichen, die der Errichter der Anlage mit eigenen Rechenprogrammen durchgeführt hat. Weite-

re Störfälle, die in einem speziellen IAEA-Regionalprogramm für Anlagen des Typs W-213 im ungarischen KKW Paks analysiert wurden, sind nur bedingt für Block 5 zutreffend.

In den vorliegenden Analysen wurde der Einzelfehler unterstellt. Weitere Einschränkungen zur Verfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung eingreifenden Sicherheitssysteme wurden von Fall zu Fall unterstellt. Der im deutschen Regelwerk geforderte Reparaturfall wurde jedoch damit nicht systematisch berücksichtigt. In der Mehrzahl der Störfallanalysen wird die Reaktorschnellabschaltung durch das erste Anregekriterium ausgelöst. Im deutschen Regelwerk ist das Versagen des ersten Anregekriteriums zu unterstellen.

Die aus der Überprüfung der Analysen abgeleiteten Ergebnisse und Bewertungen werden im folgenden zusammengefaßt.

5.1.1 Kühlmittelverluststörfälle

In den RSK-Leitlinien wird für die Auslegungsrechnungen für Kühlmittelverluststörfälle gefordert, daß

- die berechnete maximale Brennstabhüllrohrtemperatur 1200 °C nicht überschreitet,
- die berechnete Oxidationstiefe der Hülle an keiner Stelle 17% der tatsächlichen Hüllrohrwandstärke überschreitet,
- 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 Schadensumfangsanalyse ein geringerer Versagensanteil nachgewiesen wird.

Desweiteren muß für die langfristige Kühlung nach einem Kühlmittelverluststörfall die Unterkritikalität und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns gewährleistet sein.

- Lecks im Primärkreislauf

Zum doppelendigen Abriß der Hauptumwälzleitung (2F-Bruch) gibt es derzeit für Block 5 des KKW Greifswald keine umfassende und ausreichend dokumentierte Analyse. Die Einhaltung der o. g. Grenzwerte ist durch die vorliegenden Rechenergebnisse nicht zweifelsfrei nachgewiesen. Zum Nachweis der ausreichenden Auslegung der Notkühlsysteme ist eine Analyse des gesamten Störfallverlaufs einschließlich einer Schadensumfangsanalyse erforderlich.

Es ist darauf hinzuweisen, daß derzeit für die Schadensumfangsanalyse zur Ermittlung der aus dem Brennstoff freigesetzten radioaktiven Stoffe kein Rechenprogramm zur Verfügung steht, das mit WWER-440-spezifischen Daten zum Brennstabverhalten verifiziert worden ist. Entsprechende Entwicklungsarbeiten sind erforderlich.

Eine Analyse zum Abriß einer Druckspeichereinspeiseleitung, die in den Ringraum des Druckbehälters führt, ist erforderlich, weil bei diesem Störfall die Wirksamkeit des Notkühlsystems durch Bypass-Strömungen zum Leck in besonderem Maße eingeschränkt ist.

Zu mittleren und kleinen Lecks sind neben Rechnungen im Technischen Projekt im Nachtrag 19 einige Rechnungen zu verschiedenen Leckquerschnitten (äquivalent DN 170, 113 u. a.) durchgeführt worden. Die Ergebnisse zum Leckquerschnitt DN 113 sind nicht plausibel. Es wird erwartet, daß mit fortschrittlichen Thermohydraulik-Rechenprogrammen Störfallverläufe ermittelt werden, die nicht zu Kernschäden führen. Zur Absicherung dieser Erwartung ist der Fall mit einer äquivalenten Leckgröße DN 113 zu analysieren.

Das Fehlöfnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils wird beherrscht.

Bei mittleren und kleinen Lecks gibt es nach dem Entleeren der Druckspeicher bis zum Ansprechen der Niederdruckeinspeisung einen Druckbereich, in dem nur die Hochdruckeinspeisung wirksam ist. Zur Unterstützung der raschen Druckabsenkung im Primärkreis wird ein schnelles automatisches Abkühlen über den Sekundärkreis für erforderlich gehalten. Es wird erwartet, daß dann auch der Abriß der Verbindungsleitung zwischen Druckhalter und Sicherheitsventilen mit den vorhandenen Notkühlsystemen beherrscht werden kann. Zur Absicherung ist eine Analyse erforderlich.

- Lecks vom Primär- zum Sekundärkreislauf

Der doppelendige Abriß eines Dampferzeuger-Heizrohres ist mit einer größeren Aktivitätsfreisetzung nach außen verbunden, wenn innerhalb der ersten 30 Minuten nach Störfalleintritt (30 Minuten-Kriterium) keine kurzfristigen Handmaßnahmen unternommen werden. In einem solchen Fall kann der defekte Dampferzeuger vollständig mit Wasser aus dem Primärsystem aufgefüllt werden. Es kommt dann zum Öffnen der Frischdampfabblassestation (BRU-A) bzw. zum Öffnen der Dampferzeugersicherheitsventile. Dabei besteht die Gefahr, daß die geöffneten und mit Wasser beaufschlagten Armaturen in Offenstellung versagen.

Zum Störfall "doppelendiger Abriß eines Dampferzeugerheizrohres" sind eingehende Analysen erforderlich, insbesondere solche aus denen automatische Maßnahmen abgeleitet werden, mit denen eine unzulässige Aktivitätsfreisetzung nach außen verhindert wird. Für diese Analysen ist u.a. auch zu unterstellen, daß die primärseitigen Hauptabsperrschieber nicht vollständig schließen. Desweiteren sind Varianten mit und ohne Eintreten des Notstromfalles zu untersuchen. Erste thermohydraulische Analysen zu den noch offenen Fragen werden derzeit beim Errichter durchgeführt.

Der Bruch des Dampferzeuger-Kollektors wurde im Projekt nicht betrachtet. Nach einem Störfall im sowjetischen KKW Rovno im Jahr 1982 wurden für das KKW Paks Analysen durchgeführt. Für den Block 5 liegen keine spezifischen Analysen zu diesem Störfall vor. Der Störfall ist ohne Ertüchtigungsmaßnahmen mit einer unzulässigen Aktivitätsfreisetzung verbunden (siehe Kapitel 5.3). Es sind detaillierte Analysen zum Nachweis der Wirksamkeit von geeigneten Ertüchtigungsmaßnahmen erforderlich.

5.1.2 Transienten

- Reaktivitätsstörfälle

Die in den Projektunterlagen vorhandenen Analysen zum unbeabsichtigten Ausfahren von Steuerelementen werden als ausreichend konservativ bewertet. Diese Störfälle führen zu keiner unzulässigen Belastung der Anlage. Zum Auswurf von Steuerelementen sind ergänzende Analysen mit einem dreidimensionalen (3D) Reaktordynamikprogramm erforderlich.

Bei einem Leck im Frischdampfsystem wird keine Rekritikalität des Reaktors erwartet. Zur Quantifizierung der Reaktivitätsrückwirkung sind jedoch ergänzende Analysen mit 3D-Kernmodellen durchzuführen.

Die vorliegenden Analysen zu Reaktivitätseffekten beim doppelendigen Bruch der Hauptumwälzleitung und zum unbeabsichtigten Zuspeisen von sauberem Kondensat in den Primärkreislauf sind ausreichend und erscheinen plausibel. Eine Rekritikalität wird in diesen Fällen nicht erwartet.

- Brüche im Sekundärkreislauf

Nach derzeitiger Auslegung erfolgt beim Bruch einer Speisewasserleitung eine Reaktorschnellabschaltung erst dann, wenn in zwei Dampferzeugern der Wasserstand um mehr als 400 mm ($L_{DE} < -400$ mm unter Nennwert) abgefallen ist. Die vorliegenden Analysen zeigen, daß unnötig viel Wasser zum Leck ausströmt, bevor der Reaktor nach ca. 80 s abgeschaltet wird. Um die sekundärseitigen Wasservorräte zu schonen wird empfohlen, die Reaktorschnellabschaltung bereits frühzeitiger bei Höhenstandsabfall auf $L_{DE} < -400$ mm in nur einem Dampferzeuger auszulösen.

Zum Bruch bzw. Leck in einer Frischdampfleitung sind ergänzende Analysen erforderlich, in denen die sekundärseitigen Wassermißeigenschaften möglichst realistisch modelliert werden. Lage und Größe der Lecks sind systematisch zu variieren, um so die ungünstigsten Auswirkungen auf die Kerneintrittstemperaturen und die Wirksamkeit der verschiedenen Reaktorschutzkriterien (Auslösen der Verriegelungen HS-4 bis HS-1) zu ermitteln. Falls die Basissicherheit der Rohrleitungen auf der 14,7 m-Bühne nicht bestätigt werden kann, sind Analysen zum Abriß mehrerer Frischdampfleitungen erforderlich. Erste thermohydraulische Analysen zu den hier noch offenen Fragen werden beim Errichter durchgeführt.

Aus den Analysen zum Bruch des Frischdampfsammlers geht nicht hervor, ob und wie sicher das Kriterium zur Reaktorschnellabschaltung "Überschreiten der Druckabfallgeschwindigkeit von 0,8 bar/s für mindestens 5 s" erreicht wird. Zur endgültigen Festlegung eines geeigneten Kriteriums sind noch weitere Untersuchungen erforderlich.

- Ausfall aller Hauptspeisewasserpumpen

Auch bei Ausfall aller Hauptspeisewasserpumpen erfolgt - wie die Analysen zeigen - eine Reaktorschnellabschaltung erst dann, wenn das Kriterium "Füllstand tief" in zwei Dampferzeugern bzw. wenn das Kriterium "Füllstand sehr hoch" im Speisewasserbehälter erreicht wird. Zur Erhaltung der sekundärseitigen Wasservorräte wird deshalb die sofortige Abschaltung beider Turbinen mit nachfolgender Reaktorschnellabschaltung über ein direkt ansprechendes Kriterium (z.B. "Druck tief" im druckseitigen Speisewassersammler) für notwendig gehalten.

- Notstromfall und Betriebsstörungen

Zum Notstromfall und zu den Betriebsstörungen Ausfall von Hauptumwälzpumpen, fehlerhaftes Heizen im Druckhalter, Lastabwurf und Ausfall der Hauptwärmesenke liegen Analysen in ausreichendem Umfang vor. Sie lassen den Schluß zu, daß bei bestimmungsgemäßer Funktion der Systeme und Schutzeinrichtungen die Anlage ohne Handeingriffe in einen sicheren Zustand überführt wird.

- ATWS-Störfälle

Für Betriebstransienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) liegen keine Analysen vor. In den RSK-Leitlinien werden für ausgewählte Betriebstransienten ATWS-Analysen gefordert.

5.1.3 Kaltwasserstrahlen

Kaltwasserstrahlen (KWS) sind für die Beurteilung der Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters wichtig, wenn sie bei hohem Druck des Primärsystems und asymmetrisch über den Ringraum verteilt auftreten. Von besonderem Interesse sind KWS in Höhe des Kernbereichs mit der durch die Einwirkung der Neutronenstrahlung erhöhten Sprödbruchübergangstemperatur von Grundmaterial und Schweißnaht. Für den Block 5 des KKW Greifswald liegen zu dieser Thematik keine spezifischen Analysen vor.

Vorliegende Analysen für die Blöcke 1-4, bzw. aus internationalen Forschungsvorhaben, sind nicht ausreichend, bzw. nicht unmittelbar übertragbar. Es wird empfohlen,

Analysen zur Ausbildung von KWS in Anlehnung an die in Finnland für das KKW Loviisa erstellte PTS-Studie /3/ durchzuführen.

5.2 Druckraumsystem mit Naßkondensationsanlage

Das Druckraumsystem (DRS) ist ein abgeschlossenes Raumsystem, das die unter hohem Druck und hoher Temperatur stehenden Komponenten des Primärkreislaufs umschließt. Es besteht aus 44 druckfesten, miteinander verbundenen Räumen. In das Druckraumsystem ist ein Druckabbausystem mit Naßkondensator (Nako) einbezogen. Zum Einschluß radioaktiver Stoffe wird im Normalbetrieb durch das Lüftungssystem im DRS ein ausreichender Unterdruck gehalten.

5.2.1 Projektierungsgrundsätze

Der Auslegung des DRS von Block 5 wurden bei der Projektierung die im Technischen Projekt /1/ aufgeführten Sicherheitskriterien zugrunde gelegt. In diesen Kriterien sind Einrichtungen zur Rückhaltung und Abscheidung von radioaktiven Stoffen (Lokalisierungseinrichtungen) gefordert, die eine Aktivitätsfreisetzung auf zulässige Werte begrenzen. Im einzelnen gelten vor allem folgende Forderungen:

- Die Lokalisierungseinrichtungen müssen ihrer Aufgabe bei Störfällen gerecht werden und eine ausreichende Leistung sowie eine Reservehaltung (d.h. Redundanzen) aufweisen.
- Der Primärkreislauf muß völlig im Druckraumbereich untergebracht sein.
- Alle Durchführungen durch die Außenwände des DRS sind mit doppelten Absperreinrichtungen zu versehen.
- Es sind Einrichtungen für die Einzelprüfung der abgedichteten Durchführungen mit Nenndruck (entspricht dem Auslegungsdruck des DRS von 145 kPa Überdruck) vorzusehen.

Die Auslegungswerte für den maximalen Druck und die maximale Temperatur wurden gemäß /1/ mit den ungünstigsten Werten aus den Störfallberechnungen ohne Zuschläge ermittelt. Einwirkungen von außen (Erdbeben, Flugzeugabsturz u. a.) wurden bei der Auslegung des DRS nicht berücksichtigt.

5.2.2 Analyse der Auslegungsparameter des Druckraumsystems

Für die Überprüfung des Auslegungsdrucks und der Auslegungstemperatur wurden Analysen unter Zugrundelegung des doppelendigen Bruchs der Hauptumwälzleitung (2F, DN 500) mit verschiedenen Randbedingungen durchgeführt. Für die Analysen wurde ein Mehrraum-Rechenmodell herangezogen.

Nach den Ergebnissen dieser Rechnungen werden für diesen Störfall je nach Randbedingung die Auslegungswerte des DRS für Druck und Temperatur (245 kPa, 127 °C) knapp erreicht, bzw. geringfügig überschritten.

Die Analysen zeigen, daß der Integrität der Umlenkkippen in den Naßkondensationswannen im Hinblick auf den maximalen Störfalldruck eine wesentliche Bedeutung zukommt. Bereits bei Versagen einer geringen Anzahl von Kappen pro Wanne während des Freiblasevorgangs (> 2 Kappen) wird der Auslegungsdruck überschritten. Das Versagen von 12 Kappen pro Wanne führt bereits zu einem Störfalldruck, der äquivalent demjenigen ohne jede Wasservorlage im gesamten Nako ist. Die Festigkeit der Kappen ist noch unter den verschiedenen dynamischen Belastungen zu prüfen. Eine unzureichende Festigkeit der aus Plastik gefertigten Kappen ist aber nicht konzeptentscheidend, da Nachrüstmaßnahmen mit entsprechendem Ersatz des Kappenmaterials oder Änderung der Kappengeometrie möglich sind.

Die Analysen haben gezeigt, daß nur geringfügige bzw. keine Sicherheitsreserven gegeben sind und daß das Versagen einiger weniger Kappen bereits zum Überschreiten der Auslegungswerte für Druck und Temperatur führt. Ergänzende Rechnungen haben gezeigt, daß durch eine Vergrößerung der Abströmfläche durch die Rückschlagklappen in die Luftfallen die Druckspitze wesentlich reduziert wird.

Für die Auslegung des DRS wurde zugrundegelegt, daß 30 Minuten nach Eintritt des doppelendigen Bruchs (2F) der Hauptumwälzleitung im DRS wieder ein Unterdruck gegenüber der Umgebung durch Kondensation des Dampfes hergestellt wurde. Diese Auslegungsbedingung konnte bisher nicht überprüft werden, da ausreichende Rechnungen zum langzeitigen Ausströmverhalten aus dem Leck nicht vorliegen. Es sind genauere Rechnungen erforderlich, in denen die längerfristige Wärmezufuhr aus dem Sekundärkreis und verschiedene bei der Kondensation auftretende Phänomene zu berücksichtigen sind.

5.2.3 Druckdifferenzbelastungen

Zur Überprüfung der Auslegung der Decken und Wände im DRS auf mögliche Druckdifferenzbelastungen liegen noch keine systematischen Analysen über verschiedene Bruchquerschnitte, Bruchorte und die daraus resultierenden Ausströmraten vor. Weiterhin fehlen vergleichbare Angaben des Herstellers bzw. Betreibers des KKW Greifswald über die bei der Baustatik verwendeten Druckdifferenz-Werte.

Für eine erste Überprüfung der Baustatik können jedoch die aus der GRS-Analyse zur Überprüfung der maximalen Druck- und Temperaturwerte ermittelten Druckdifferenzwerte herangezogen werden.

5.2.4 Dynamische Belastungen der Naßkondensationsanlage bei Störfällen

Es konnte nicht überprüft werden, ob Strahlkräfte auf die Prallwand des Nako zu nicht abtragbaren Lasten führen. Konstruktive Änderungen, mit denen die Strahlkräfte abgetragen werden können, sind jedoch ohne größere Einschränkungen möglich.

Zur Ermittlung des bei Störfällen zu erwartenden maximalen Differenzdruckes zwischen Nako-Wannen und Kappen liegen keine repräsentativen Versuche vor. Erste orientierende Rechnungen mit DRASYS lassen erwarten, daß der Auslegungswert von 29,4 kPa die auftretenden Druckdifferenzen abdeckt. Zur Absicherung sind jedoch noch detaillierte Analysen erforderlich.

Beim Wasseraufwurf in den Wannen kann durch die Dynamik der Vorgänge und dem damit verbundenen schnellen Druckaufbau der Verriegelungsmechanismus zum Schließen der noch geöffneten Überströmklappen zum Nako-Schacht ausgelöst werden. Das vollständige Schließen der Klappen ist in jedem Fall sicherzustellen. Hierzu ist gegebenenfalls die Konstruktion des Verriegelungsmechanismus zu ertüchtigen.

Bei der Kondensation von Dampf-Luftgemischen in der Wasservorlage kommt es zu Druckpulsationen. Für die daraus resultierenden dynamischen Belastungen liegen keine Auslegungswerte vor. Einhüllende für solche luftbehafteten Kondensationspulsationen sind aus Versuchen abgeleitete Druckamplituden von + 110 bzw. - 70 kPa an einer einzelnen Kappe und ± 50 kPa an allen Kappen gleichzeitig als Wannenbela-

stung /4/. Die Abtragbarkeit der Druckspitzen durch die Stahlkonstruktion ist festigkeitsmäßig zu überprüfen. Die für die Ermüdungsanalyse der Stahlkonstruktion des Nako erforderliche Auslegungslasttabelle mit Lastwechselzahlen liegt nicht vor.

5.2.5 Strahl- und Reaktionskräfte

Zur Zeit kann die Absicherung gegen Strahl- und Reaktionskräfte aus Rohrleitungsbrüchen sowie gegen herausgeschleuderte Bruchstücke nicht beurteilt werden. Es muß geklärt werden, welche der Rohrleitungssysteme innerhalb des DRS als basisicher bewertet werden können, so daß statt eines doppelendigen Leitungsabrisses nur eine Leckgröße von 0,1x Rohrquerschnitt für die Ermittlung von Lastgrößen anzusetzen ist. Inwieweit Bruchstücke mit einer Masse von > 5 kg betrachtet werden müssen, bedarf einer genaueren Untersuchung über die mögliche Bildung von Bruchstücken. Falls spätere Detailuntersuchungen dieses erfordern, werden Möglichkeiten gesehen, durch Schutzvorrichtungen, die im Einzelfall zu bestimmen sind, einen verbesserten Schutz gegen Folgeschäden an benachbarten Systemen sicherzustellen. Hierbei sind die Einschränkungen für Begehung, Inspektion und Prüfung zu beachten.

5.2.6 Leckdichtheit und Gebäudeabschluß

Die Leckrate bei Auslegungsdruck liegt für das DRS mit ca. 0,6 Vol%/d zwischen den Werten für den Volldruck-Sicherheitsbehälter eines KWU-Druckwasserreaktors (0,25 Vol%/d) und für das Druckabbausystem des KWU-Siedewasserreaktors SWR-72 (1 Vol%/d). Die auf das freie Volumen bezogene Leckrate entspricht somit denen von westdeutschen Anlagen.

Das Druckraumsystem enthält eine hohe Zahl von Rohrleitungsdurchführungen mit Abschlußarmaturen (in der Regel 3-fach, bzw. 2-fach und eine Rückschlagklappe). Die Stromversorgung der Armaturen erfolgt von verschiedenen Notstromschienen, ihre Ansteuerung von redundanten MSR-Systemen. Die Stränge der Stromzuführung und der Ansteuerung sind jeweils räumlich getrennt. Insgesamt sind die Grundprinzipien eines sicheren Gebäudeabschlusses eingehalten.

Die Schleusen und Montageöffnungen zeigten in der Vergangenheit häufig Leckagen, die im wesentlichen bautechnisch bedingt sind. Schwachstellen sind insbesondere die

Luken oberhalb der Dampferzeuger. Um die Dichtigkeit des Gebäudes unabhängig von besonderen Handmaßnahmen (z.B. Nachdichten von Schleusentüren) zu gewährleisten, sind Änderungen erforderlich.

Nach Abdichtung aller erkannter Leckagen in den Außenwänden des DRS sind die wesentlichen Beiträge zur Gesamtleckage an den vielen Rohrleitungs- und Kabeldurchführungen zu erwarten. Ein Leckabsaugesystem an den Durchführungen kann deshalb eine kontrollierte und gefilterte Abgabe von Leckagen ermöglichen und das Fehlen eines zusätzlichen, umgebenden Gebäudes teilweise kompensieren.

5.2.7 Zusammenfassende Bewertung und erforderliche Maßnahmen

Es wurde untersucht, wieweit das DRS von Block 5 in Aufbau und Funktion die Anforderungen deutscher sicherheitstechnischer Richtlinien erfüllt. Dabei wurden im allgemeinen die Angaben des Herstellers und des Betreibers zu den Systemen, den geometrischen Abmessungen, Betriebsdaten u. ä. ohne weitere Nachprüfung übernommen.

Das Druckraumsystem entspricht in seiner Funktion unter normalen Betriebsbedingungen und Störfallbedingungen dem Sicherheitsbehälter. Die Überprüfung ergab, daß das Druckraumsystem als Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem die in den Sicherheitskriterien und den RSK-Leitlinien gestellten Anforderungen grundsätzlich erfüllt.

Das Druckraumsystem ist jedoch nicht von einem weiteren Gebäude umgeben, aus dem Leckagen aufgefangen und kontrolliert über Filter in die Umgebung abgegeben werden können. Der entsprechend den sicherheitstechnischen Richtlinien geforderte Sicherheitseinschluß ist daher nicht vollständig verwirklicht. Das Druckraumsystem ist nicht gegen Einwirkungen von außen ausgelegt.

Eine räumliche Trennung der vom Druckraumsystem eingeschlossenen Primärsysteme und Sicherheitseinrichtungen wurde nicht durchgehend realisiert. Wieweit diese Systeme und das Druckraumsystem selbst gegen mögliche Folgen eines Störfalles, wie z. B. mechanische Belastungen, ausgelegt sind, muß noch im einzelnen geprüft werden.

In der bisher vorgenommenen Bewertung konnten die folgenden Einzelfragen noch nicht untersucht werden:

- Einfluß des ungünstigsten Betriebszustandes im Primärkreis auf den maximalen Druck und maximale Druckdifferenzen im DRS.
- Dynamische Belastungen durch kondensierenden Dampf im Wasser des Nako.
- Strahl- und Reaktionskräfte, Bruchstückverhalten.
- Maßnahmen gegen Folgeschäden an elektrischen und MSR-Einrichtungen
- Wasserstoffbildung nach Kühlmittelverluststörfällen.
- Erforderliche Maßnahmen

Aus den Untersuchungen wurden eine Reihe von Empfehlungen und Maßnahmen abgeleitet. Sie betreffen Vorschläge für weitere Untersuchungen und erforderliche Er-tüchtigungsmaßnahmen.

1. Nachweis der Integrität der Plastikumlenkkappen im Nako unter Störfallbedingun-gen mit Berücksichtigung der Alterung.
2. Nachweis zur Abtragbarkeit dynamischer Belastungen an Kappen, Wannern und Bauwerk bei Kondensationsvorgängen in den Nako-Wannen.
3. Detaillierte Untersuchungen zu Druckaufbau und Druckdifferenzen im DRS.
4. Detaillierte Untersuchung der Wirksamkeit des Sprinklersystems unter Berücksich-tigung der Ausfallkriterien.
5. Verdopplung der Abströmfläche durch die Rückschlagklappen in die Luftfallen.
6. Verhinderung von Folgeschäden durch Strahlkräfte, Reaktionskräfte, Bruchstük-ke, thermische Belastungen und Nässe.
7. Leckabsaugsystem an allen Durchdringungen und erkannten Leckagestellen.
8. Verbesserte Leckageabdichtung an den Schleusen.

9. Sichere Anregung der Reaktorschnellabschaltung vor dem Ansprechen der Berstmembran zwischen DE-Box und Nako-Schacht.

5.3 Radiologische Auswirkungen

In den Störfall-Leitlinien werden für eine Reihe von radiologisch relevanten Auslegungstörfällen Berechnungen zu möglichen radiologischen Auswirkungen gefordert. Dabei ist nachzuweisen, daß die im § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung (StriSchV) genannten Störfallplanungswerte eingehalten werden. Für die Rechnungen sind Berechnungsverfahren anzuwenden, die in besonderen Störfallberechnungsgrundlagen festgelegt sind.

Für die Störfälle

- doppelendiger Bruch einer Hauptumwälzleitung,
- Brennelementbeschädigung bei der Handhabung,
- Bruch des Dampferzeuger-Kollektors

wurden entsprechende Rechnungen durchgeführt. Ein dem Bruch des Dampferzeuger-Kollektors entsprechender Störfall in Druckwasserreaktoren westlicher Bauart (Bruch des Dampferzeuger-Rohrbodens) ist jedoch in den Störfall-Leitlinien nicht als Auslegungstörfall enthalten. Die zu den radiologischen Auswirkungen ermittelten potentiellen Strahlenexpositionen wurden mit den Störfallplanungswerten verglichen.

Für das KKW Greifswald ist mit einem Abstand von ca. 1,5 km um die Anlage ein Schutzgebiet mit Aufenthalts- und Nutzungsbeschränkungen festgelegt worden. In den hier durchgeführten Rechnungen sind diese Beschränkungen nicht berücksichtigt worden.

5.3.1 Kühlmittelverluststörfälle

Entsprechend den Forderungen der RSK-Leitlinien ist nachzuweisen, daß bei einem Kühlmittelverluststörfall nicht mehr als 10% der Brennstabhüllrohre defekt werden. Für diesen Nachweis sind Untersuchungen zum Berstverhalten der Hüllrohre und umfang-

reiche Notkühlanalysen zur Ermittlung der im Störfallverlauf auftretenden Hüllrohrtemperaturen erforderlich. Für das KKW Greifswald und die dort eingesetzten Brennelemente liegen keine ausreichend dokumentierten Berechnungen vor, aus denen hervorgeht, daß die o. g. Forderung eingehalten werden kann.

Zur Ermittlung der mit einem Kühlmittelverluststörfall verbundenen radiologischen Auswirkungen wird daher pessimistisch angenommen, daß alle Brennstabhüllen defekt werden. Es ist jedoch wichtig darauf hinzuweisen, daß der Anteil der insgesamt aus dem Kern freigesetzten Spaltprodukte nicht proportional, sondern deutlich schwächer mit der Zahl der geborstenen Brennstäbe anwächst, siehe /5/.

Die mit dem Störfall verbundene Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung wird durch die Dauer, für die im Druckraumsystem (DRS) ein Überdruck ansteht, bestimmt. Die Leckrate des DRS beträgt bei Auslegungsdruck ca. 0,6 Vol %/d (siehe Kap. 5.2.6). Die Dauer der Überdruckphase wird maßgeblich durch die Wirkung des Sprühsystems bestimmt. Dabei wird sich im Verlauf der Kondensationsvorgänge längerfristig im DRS wieder ein Unterdruck einstellen.

Für die Auslegung des DRS wurde zugrundegelegt, daß 30 Minuten nach Eintritt eines doppelendigen (2F) Bruchs der Hauptumwälzleitung im DRS wieder Unterdruck gegenüber der Umgebung herrscht. Obwohl diese Auslegungsbedingung bisher nicht überprüft werden konnte, wurde sie für die vorgenommene Abschätzung zu der mit dem Störfall verbundenen Aktivitätsfreisetzung zugrunde gelegt.

In Analogie zu den Störfallberechnungsgrundlagen wurde für das freigesetzte luftgetragene Jod ein 10%iger Anteil elementaren Jods und ein 90%iger Anteil aerosolförmigen Jods angenommen.

Für die potentiellen Strahlenexpositionen wurden die Beiträge aus Ingestion, Inhalation und äußere Bestrahlung (Wolke, Boden) ermittelt. Für die kritische Person Kleinkind und das kritische Organ Schilddrüse liegen die Belastungsmaxima sämtlich bei 320 m (Entfernung vom Kamin). Es ergibt sich eine Schilddrüsendosis von 56 mSv (Grenzwert 150 mSv) und eine effektive Dosis von 9,5 mSv (Grenzwert 50 mSv). Für den Erwachsenen ergeben sich 20 mSv für die Schilddrüse und 7,7 mSv für die effektive Dosis bei gleichen Grenzwerten.

Die ermittelten potentiellen Strahlenexpositionen betragen somit maximal ein Drittel der Störfallplanungswerte.

5.3.2 Brennelementbeschädigung bei der Handhabung

Für den Handhabungsstörfall, den Absturz und die Beschädigung eines Brennelementes beim Brennelementwechsel, wird angenommen, daß bei dem sechseckigen Brennelement die äußeren Brennstäbe von zwei benachbarten Kanten defekt werden (siehe Kap. 4.1.4). Dabei werden die aus den defekten Brennstäben austretenden radioaktiven Edelgase mit der Lüftung unmittelbar über den Kamin in die Umgebung freigesetzt. Das aus den defekten Brennstäben austretende Jod gelangt in das Beckenwasser. Zu einem geringen Teil kann es jedoch langfristig in die Gasphase über-treten und nach außen freigesetzt werden.

Es wurden die Strahlenexpositionen zu verschiedenen Expositionspfaden ermittelt. 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, die effektive Dosis 1,1 mSv im Vergleich zum Grenzwert von 50 mSv. Für Erwachsene ergibt sich eine Schilddrüsendosis von 9 mSv und eine effektive Dosis von 0,29 mSv bei jeweils gleichen Grenzwerten. Insgesamt liegen die berechneten potentiellen Strahlenexpositionen für den betrachteten Störfall deutlich unterhalb der Störfallplanungswerte.

5.3.3 Bruch des Dampferzeuger-Kollektordeckels

Der Bruch des Dampferzeuger-Kollektors ist mit einer Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung verbunden.

Um die Freisetzung zu begrenzen, sind kurzfristig Handmaßnahmen zur Absperrung des defekten Dampferzeugers erforderlich. Zum thermohydraulischen Ablauf und zu den radiologischen Auswirkungen, die mit diesem Störfall verbunden sind, gibt es keine für Block 5 spezifische Analyse. Zu den radiologischen Auswirkungen wird daher eine einfache Abschätzung vorgenommen.

Am Dampferzeuger-Kollektor wird ein Leck von 80 cm² angenommen, das durch den Bruch des Kollektordeckels verursacht wird. Für die ersten 30 Minuten werden keine Handmaßnahmen berücksichtigt.

Für die kritische Person Kleinkind und das kritische Organ Schilddrüse liegen die Belastungsmaxima der Strahlungsexposition für Inhalation, Ingestion und äußere Bestrahlung aus der Wolke und vom Boden sämtlich bei 280 m (Entfernung vom Kamin). Die Schilddrüsendosis von 230 mSv überschreitet den Grenzwert von 150 mSv. Die effektive Dosis von 15 mSv liegt unterhalb des Grenzwertes von 50 mSv. Für den Erwachsenen ergeben sich bei 76 mSv Schilddrüsendosis und 10 mSv effektiver Dosis bei gleichen Grenzwerten keine Überschreitungen.

Die für den Störfall Bruch des Dampferzeuger-Kollektordeckels unter den genannten Bedingungen berechnete Strahlenexposition des kritischen Organs (Schilddrüse) der kritischen Personengruppe (Kleinkind) überschreitet den entsprechenden Störfalldosisgrenzwert von 150 mSv um etwa den Faktor 1,5.

Zu diesem Störfall sind weitere Untersuchungen notwendig. Gegebenenfalls sind Nachrüstmaßnahmen erforderlich, um die mit diesem Störfall verbundene Aktivitätsfreisetzung zu reduzieren.

Literatur zu Kapitel 5

- /1/ Atomenergiereport, Technisches Projekt
KKW Nord III/IV, Moskau 1974
- /2/ Zusätzliche Technische Dokumentation, Nachtrag 19
Moskau 1985
- /3/ H. Trnomisto, Thermal-Hydraulics at the LOVIISA Reactor
Pressure Vessel Overcooling Transients, Helsinki 1987
- /4/ KKP 1, Gutachterliche Stellungnahme zu den Belastungen des Sicherheitsbehälters mit Druckabbausystem, Technischer Bericht Nr. 116-528-6.3.20,
TÜV Baden e. V., 1978

/5/ Lange, F., Friedrichs, H., Ullrich, W., Hosemann, J.P.,
Neuere Analysen des Spaltproduktverhaltens nach einem Kühlmittelverlust-
Störfall
atomwirtschaft/atomtechnik, Jahrgang XXVI I, Nr. 2,
Februar 1982

6. Systemtechnik

6.1 Verfahrenstechnische Systemanalyse

Die Bewertung der Systemtechnik erfolgt anhand einer Liste von störfallauslösenden Ereignissen. Bei der Auswahl dieser Ereignisse werden die Störfall-Leitlinien, die anlagenspezifischen Gegebenheiten und Erfahrungen aus der bisherigen Inbetriebsetzung des Blockes 5 berücksichtigt.

Bewertungsmaßstab für die sicherheitstechnische Auslegung sind die in der Bundesrepublik Deutschland geltenden atomrechtlichen Vorschriften, insbesondere die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, die Störfall-Leitlinien sowie die KTA-Regeln.

Dies bedeutet u. a., daß hinsichtlich der Redundanzanforderungen an sicherheitstechnische Einrichtungen Einzelfehler und Reparaturfall unterstellt werden.

Werden gültige Regeln und Richtlinien nicht erfüllt, so wird untersucht

- ob durch die Abweichungen ein Sicherheitsdefizit entsteht,
- welche Maßnahmen zum Ausgleich des Sicherheitsdefizits durch andere vorhandene Einrichtungen bzw. Eigenschaften der Anlage möglich sind.

6.1.1 Auslösende Ereignisse

Die Untersuchung beschränkt sich auf Ereignisse, die zu Schäden am Reaktorkern führen können. Bei den auslösenden Ereignissen werden Kühlmittelverluststörfälle und Transienten unterschieden. Für jedes auslösende Ereignis ist auch das gleichzeitige Eintreten des Notstromfalls untersucht worden. Im Notstromfall stehen zusätzliche Reaktorschnellabschaltkriterien zur Verfügung (Ausfall der letzten Turbine, Ausfall von mehr als 3 HUP). Außerdem fallen im Notstromfall die Steuerstäbe in den Kern ein, wenn die Spannung an den Einspeisungen des Reaktorschnellabschaltsystems für mehr als 115 s ausfällt.

Im folgenden werden nur solche Abläufe behandelt, aus deren Bewertung Mängel erkannt bzw. Ertüchtigungsvorschläge abgeleitet wurden. Die Mängel eines Systems werden jeweils nur einmal angesprochen, d.h. im Verlauf der Diskussion weiterer auslösender Ereignisse nicht wiederholt.

- Kühlmittelverluststörfälle

Neben großen, mittleren und kleinen Lecks werden Lecks am Druckhalter, Lecks an einem oder mehreren Dampferzeugerheizrohren, sowie Lecks über Anschlußleitungen des Primärkreislaufes, die außerhalb des Druckraumsystems führen, analysiert.

- Transienten

Folgende Transienten werden untersucht:

- Notstromfall
- Ausfall Hauptwärmesenke
- Ausfall Hauptspeisewasser
- Überspeisung Druckhalter
- Lastabwürfe der Turbinen
- An- und Abfahrvorgänge
- Leck einer Frischdampfleitung
- Leck des Frischdampfsammlers
- Leck einer Speisewasserleitung
- Leck eines Speisewasser-Sammlers
- Ausfall des Nebenkühlwassersystems NKW-A und des Zwischenkühlkreislaufs NKW-B
- Reaktivitätsstörungen
- Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)

Aus dem Notstromfall, den Reaktivitätsstörungen sowie aus dem Störfall Überspeisung des Druckhalters ergeben sich keine weiteren systemtechnischen Schlußfolgerungen.

6.1.2 Ereignisabläufe für Kühlmittelverluststörfälle

6.1.2.1 Großes Leck (DN 200 bis DN 500)

Die Reaktorschnellabschaltung und die Inbetriebnahme der Notkühlkette (Notkühlsystem und dessen Hilfssysteme) werden durch diversitäre Kriterien ausgelöst (Druckabfall im Primärkreis, Füllstandsabnahme im Druckhalter, Druckanstieg im DRS).

Durch die Notkühlkriterien werden die Dieselgeneratoren gestartet und die Notkühlkette gestaffelt auf die Diesel-Notstromversorgungen zugeschaltet.

Der Reaktor schaltet sich über den negativen Dampfblasenkoeffizienten der Reaktivität selbst ab. Die Unterkritikalität des Kerns wird durch Einspeisen von Borsäurelösung aus den Druckspeichern und anschließend aus den Notkühlvorratsbehältern aufrechterhalten. Die vier Druckspeicher speisen direkt in den Reaktordruckbehälter ein, wenn der Druck im Primärkreis unter 5,4 MPa absinkt.

Die weitere Notkühlung erfolgt durch die Hochdruck- und Niederdruckeinspeisungen. Nach Entleeren der Vorratsbehälter mit hochkonzentrierter Borsäurelösung (je 65 m³ mit 40 g/kg), schalten die Hochdrucknotkühlpumpen automatisch auf die Saugseite der Niederdrucknotkühlpumpen um. Wenn sich die Vorratsbehälter von je 500 m³ um 75 % geleert haben, werden die Hoch- und Niederdrucknotkühlpumpen sowie die Sprinklerpumpen automatisch auf Sumpfumwälzbetrieb umgeschaltet. Die Nachwärme wird im Sumpfumwälzbetrieb über die Not- und Nachkühler abgeführt, die direkt mit Seewasser gekühlt werden.

- **Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen**
 1. Durch ein fehlerhaftes Schließen einer von drei Absperrvorrichtungen wird das Einspeisen aus den Druckspeichern verhindert.
 2. Zur Verhinderung des Überdrückens der Druckspeicher ist die Dichtheit beider Rückschlagklappen in den Druckspeicheranschlußleitungen zu überwachen.

3. Die Zuverlässigkeit der Stellungsanzeige für die Absperrkugeln in den Druckspeichern ist zu erhöhen. Es besteht sonst die Gefahr, daß der Verschluß der Druckspeicher nicht erkannt wird.
4. Die Energieversorgung der Notkühlkette erfolgt im Anforderungsfall ausschließlich durch die Notstromdiesel. Es ist zweckmäßig, die Notkühleinrichtungen nur dann durch die Notstromdieselgeneratoren zu versorgen, wenn die Eigenbedarfsversorgung ausgefallen ist (siehe auch elektrische Energieversorgung, Kapitel 6.2).
5. In jeder Pumpendruckleitung muß im Anforderungsfall eine Motorarmatur öffnen. Diese Motorarmaturen sind durch Rückschlagklappen mit Zwischenüberwachung zu ersetzen.
6. Die Not- und Nachkühler werden direkt mit Seewasser gekühlt (fehlende Aktivitätsbarriere, Verschmutzungsgefahr der Not- und Nachkühler für die Langzeitwärmeabfuhr). Die Nachrüstung eines dreisträngigen Zwischenkühlkreislaufs ist erforderlich.
7. Die Zuschaltung des Nachkühlkreises erfordert das Öffnen von zwei in Reihe geschalteten Absperrarmaturen. Zur Gewährleistung des sicheren Schließens und Öffnens ist zu den vorhandenen Absperrarmaturen eine weitere parallele Armaturengruppe zweckmäßig. Die innere Leckage der Armaturengruppen muß überwacht werden.
8. Für den Notfall erscheint die Nutzung der Sprinklerpumpen für ausgefallene Niederdrucknotkühlpumpen zur Nachwärmeabfuhr sinnvoll. Die Zuverlässigkeit der möglichen technischen Lösungen ist zu prüfen.
9. Redundanz und Zuverlässigkeit der Wasserstandsmelder in den drei Pumpenräumen der Notkühlsysteme sind zu verbessern.
10. Die Abschottung der Pumpenräume untereinander ist zu überprüfen.
11. Wenn die Verbindungsleitung zwischen heißem und kaltem Strang der Hauptumwälzleitung für die Verhinderung von Wasserverschlüssen bei Leckstörfällen erforderlich ist (was zu prüfen ist), sollten die Armaturen in der Verbindungsleitung

ständig in Offenstellung bleiben. (Bei den Blöcken 7 und 8 sind für die Verbindungsleitungen keine Armaturen vorgesehen).

12. Die fehlende Überwachung der Absperrung der die Pumpenräume verbindenden Gebäudeentwässerung ist nachzurüsten.

6.1.2.2 Mittleres Leck (DN 25 bis DN 200)

Die Anregung der Reaktorschnellabschaltung erfolgt nach den gleichen Kriterien wie beim großen Leck. Zur Störfallbeherrschung sind die Hochdruckeinspeisungen erforderlich.

Wenn die Pumpen bei einem Primärkreisdruck größer gleich 12,2 MPa im Mindestmengenbetrieb laufen, erwärmt sich das Wasser im 65 m³-Vorratsbehälter durch die Pumpenverlustwärme mit ca. 5 K/h.

Durch Zuschalten einer Drossel ist der Betrieb der Hochdrucknotkühlpumpen bis in den Niederdruckbereich möglich.

- **Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen**
1. Zur Lagerkühlung aller drei Hochdrucknotkühlpumpen wird der einsträngige Zwischenkühlkreislauf NKW-B genutzt. Eine Umschaltung von Hand auf den Zwischenkühlkreislauf der Hauptumwälzpumpen ist grundsätzlich möglich, aber im Störfall kaum durchführbar.
 2. Falls zur Gewährleistung der Sprödrucksicherheit die Aufwärmung der Borsäurelösung im Vorratsbehälter erforderlich wird, muß die Rückkühlung des Mindestmengenwassers der Hochdrucknotkühlpumpen über den neu zu installierenden Zwischenkühlkreislauf erfolgen.
 3. Das Nichtschließen beider Motorarmaturen in der Bypassleitung der Drossel in der Hochdruckpumpendruckleitung kann im Niederdruckbereich zum Ausfall des Pumpenantriebes oder zur Überlastung des Notstromdiesel führen.

4. Für den Fall des Verstopfens eines Sumpfrückflusses muß der Wasserzufluß zu den anderen beiden Sumpfen gewährleistet sein (Verbindung der drei Gebäudesümpfe).
5. Die Hochdruckeinspeiseleitungen des Notkühlsystems und die Einspeiseleitung des Volumenregelsystems weisen keine Ausschlagsicherungen auf. Es ist zu prüfen, ob durch Rohrleitungslecks Folgeausfälle auftreten können.

6.1.2.3 Kleines Leck (< DN 25)

Die Reaktorschnellabschaltung (HS-1) erfolgt nach den gleichen Kriterien wie beim großen Leck. Allerdings ist fraglich, ob eine Anregung durch den Druckanstieg im Druckraumsystem ausgelöst wird.

Liegt kein Notstromfall vor, wird die Anlage über die betrieblichen Systeme der Sekundärseite abgekühlt. Die Druckabsenkung im Primärkreislauf erfolgt zusätzlich durch die Druckhaltersprühung. Im Notstromfall werden zur Nachwärmeabfuhr das Notspeisewassersystem und die Frischdampfabblesestation (BRU-A) benötigt. Im Notstromfall ist keine Druckhaltersprühung möglich. Die Leitungsführung von Rohrleitungen < DN 80 im DRS wurde nicht projektiert. Dadurch erhöht sich die Anzahl und die Länge von Rohrleitungen mit kleinem Durchmesser (zusätzliche Entlüftungs- und Entwässerungsleitungen) und damit die Eintrittswahrscheinlichkeit von kleinen Lecks.

- **Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen**
 1. Einige Gebäudeabschlußarmaturen sollten nach erfolgtem Gebäudeabschluß und Leckortung wieder geöffnet werden können. Das betrifft z.B. Armaturen in der Einspeiseleitung des Volumenregelsystems (Zuspeisesystem), wodurch eine zusätzliche Einspeisemöglichkeit im Notkühlfall besteht.
 2. Eine Notstromversorgung der Zuspeisepumpen des Volumenregelsystems ist vorzusehen (z.B. Nutzung für die Druckhaltersprühung).
 3. Die Leitungsführung von Rohrleitungen < DN 80 im Druckraumsystem ist projektiert auszuführen.

6.1.2.4 Leck am Druckhalter

Es ist zu unterscheiden zwischen einem Leck mit Kühlmittelverlust in das Druckraumsystem und einem Leck über ein fehlerhaft offenes Druckhaltersicherheitsventil, bei dem der Dampf in den Abblasebehälter gelangt. Nach dem Ansprechen der Berstmembran des Abblasebehälters strömt das Primärkühlmittel in den Schacht der Naßkondensationsanlage.

Beim fehlerhaften Offenbleiben des Druckhaltersicherheitsventils steht nur ein Reaktorschnellabschaltkriterium (Druck im Primärkreis tief) zur Verfügung. Das aus dem Abblasebehälter austretende Kühlmittel sammelt sich im Sumpf der Naßkondensationsanlage. Wenn die Berstmembranen nicht öffnen, kann das Wasser nicht überströmen. Es steht dann nur ein Strang des Notkühlsystems zur Langzeitnotkühlung zur Verfügung.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
 1. Die Funktion der Druckhaltersicherheitsventile ist für das Durchströmen von Dampf-Wasser-Gemisch und Wasser nachzuweisen.
 2. Ein vorabsperrbares Druckhalterentlastungsventil ist nachzurüsten. Der Ansprechdruck ist niedriger einzustellen als der Ansprechdruck für die eigenmediumbetätigten Dampfsteuerventile der Sicherheitsventile.
 3. Der Druckaufbau in der Naßkondensationsanlage und im Druckraum ist für den Störfall "Offenbleiben von Druckhaltersicherheitsventilen" zu ermitteln. Ggf. sind Druckgeber im Schacht der Naßkondensationsanlage nachzurüsten.
 4. Für den Störfall "Offenbleiben von Druckhaltersicherheitsventilen" ist die diversitäre Anregung für die Reaktorschnellabschaltung "Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils" nachzurüsten.
 5. Für die zuverlässige Druckmessung im Druckraumsystem ist die örtliche Anordnung der Druckaufnehmer zu überprüfen.

6.1.2.5 Leck eines Dampferzeuger-Heizrohres

Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt durch die Kriterien "Druckabfall im Primärkreis" und "Füllstandsabnahme im Druckhalter" wegen der geringen Leckrate verzögert oder gar nicht. Das Betriebspersonal kann durch eine Reihe von Anzeigen den Störfall erkennen, den Reaktor abschalten, den defekten Dampferzeuger identifizieren, ihn zunächst primärseitig und dann sekundärseitig isolieren. Der Störfall kann mit den vorhandenen Betriebssystemen beherrscht werden.

Wenn das Betriebspersonal keine Reaktorschnellabschaltung auslöst, kommt es später zu Turbinenablastung, Reaktor- und Turbinenschnellabschaltung sowie zur Zuschaltung der Notkühlkette und zum Ansprechen der BRU-A. Sollte sich einer der beiden Hauptabsperrschieber (HAS) nicht dicht schließen lassen, ist der Druck im Primärkreis rasch unter den Ansprechdruck der BRU-A abzusenken. Hierzu bestehen verschiedene Möglichkeiten.

Im Notstromfall steht die BRU-K zur Wärmeabfuhr nicht zur Verfügung. In diesem Fall sind deshalb frühzeitige Personalhandlungen erforderlich, um einen Aktivitätsaustrag über die BRU-A in die Atmosphäre zu verhindern.

Die Abkühlung des Primärkreises sollte über die BRU-A eines nicht betroffenen Dampferzeugers erfolgen.

Um ein längerfristiges Öffnen der BRU-A des defekten Dampferzeugers (DE) zu verhindern, werden die Abschlämmarmaturen zum Entspanner so lange geöffnet, bis die Hauptabsperrschieber (HAS) per Hand nachgezogen sind.

- **Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen**

1. Als zusätzliches Anregekriterium für die Reaktorschnellabschaltung ist die "Erhöhung der Frischdampfaktivität" vorzusehen.
2. Möglichkeiten zur Verbesserung einer dichten Absperrung der Hauptumwälzleitungen mit den Hauptabsperrschiebern ohne nachträgliches Nachziehen von Hand und das zuverlässige Schließen der Hauptabsperrschieber unter voller Druckdifferenz sind zu gewährleisten.

6.1.2.6 Leck mehrerer Dampferzeuger-Heizrohre bzw. Leck am Dampferzeuger-Kollektor

Beim Abriß des Kollektordeckels entsteht zwischen Primär- und Sekundärkreis ein Leck von ca. 80 cm², das entspricht einem 2F-Bruch an 29 Heizrohren. Bei solchen Lecks kommt es sofort zum Ansprechen der Reaktorschnellabschaltung und der Notkühlkette. Die erforderlichen Handmaßnahmen entsprechen grundsätzlich denen, die zur Beherrschung eines DE-Heizrohrlecks durchgeführt werden.

- **Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen**
1. Es ist zu prüfen, inwieweit größere Leckquerschnitte als 80 cm² am Dampferzeuger-Kollektor ausgeschlossen werden können, und ob das Leck-vor-Bruch-Konzept gilt.
 2. Es ist mit primär- und sekundärseitigen Maßnahmen eine automatische Temperatur- und Druckabsenkung für den Primärkreis zu schaffen, die auch im Notstromfall wirksam ist.
 3. Bei einem Dampferzeuger-Heizrohrleck oder einem Kollektorleck und Versagen eines Hauptabsperrschlebers ist die Überspeisung des defekten Dampferzeugers durch die Hochdruck-Notkühlpumpen mit automatischen Maßnahmen zu verhindern.
 4. Die elektrische Energieversorgung der Hauptabsperrschleiber (HAS) erfolgt im Notkühlanforderungs- und im Notstromfall über die Notstromdiesel. Für die Notstrombilanz ist die Leistungsaufnahme der HAS-Antriebsmotoren zu berücksichtigen.

6.1.2.7 Leck in einer Anschlußleitung des Primärkreislaufs außerhalb des Druckraumsystems

Das austretende Kühlmittel gelangt bei einem solchen Leck nicht in den Sumpf und kann daher für die Notkühlung nicht mehr genutzt werden. Alle das Druckraumsystem durchdringenden Rohrleitungen sind mit mehreren Gebäudeabschlußarmaturen aus-

gerüstet. Niederdrucksysteme sind durch Doppelabspernung vom Primärkreislauf getrennt.

Lecks über defekte Wärmetauscher in die Zwischenkühlkreisläufe können durch Ansteigen des Höhenstandes und der Aktivität in den Ausgleichsbehältern erkannt werden.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
 1. Es ist zu prüfen, ob Leitungen, Gebäudeabschlußarmaturen sowie Rohrleitungen zwischen dem DRS und den Gebäudeabschlußarmaturen auf Primärkreisdruck ausgelegt sind. Mögliche Druckwellen sind dabei zu berücksichtigen.
 2. Es ist zu prüfen, ob Folgeschäden an Gebäudeabschlußarmaturen und Rohrleitungen möglich sind.
 3. Die Sicherheitsventile auf der Zwischenkühlwasserseite der Wärmetauscher sind mindestens für den Bruch eines Wärmetauscherrohres auszulegen.
 4. Bei Aktivitätsanstieg auf der Zwischenkühlwasserseite sind die Gebäudeabschlußarmaturen und die primärseitigen Absperrarmaturen der Wärmetauscher automatisch zu schließen.

6.1.3 Ereignisabläufe für Transienten

6.1.3.1 Ausfall der Hauptwärmesenke

Der Ausfall der Hauptwärmesenke kann verursacht werden durch Ausfall des Hauptkühlwassers, Verlust des Kondensatorvakuums, Ausfall des Hauptkondensatsystems, Ausfall der Turbinen und Nichtöffnen der BRU-K. Der Ausfall der Hauptwärmesenke wird am Beispiel des Hauptkühlwasserausfalls kurz dargestellt:

Der Ausfall des Hauptkühlwassers löst den Vakuumschutz der Turbinenkondensatoren, den Schnellschluß beider Turbosätze und die Reaktorschnellabschaltung aus. Es kommt zum Ansprechen der Frischdampfabbaseregelventile (BRU-A) mit Frischdampfabgabe in die Atmosphäre, bis die Drucktransiente abgebaut ist.

Nach Absenken von Frischdampf Temperatur und Frischdampfdruck wird die Nachwär-

me über die Abkühlanlage abgeführt, die jedoch nicht notstromversorgt ist und deren Sicherheitsventile nicht mit Wasser beaufschlagt werden dürfen. Ist die Abkühlanlage nicht verfügbar, wird die Nachwärme längerfristig über die BRU-A in die Atmosphäre abgegeben.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Die Abkühlanlage muß notstromversorgt werden.
 2. Die Sicherheitsventile der Abkühlanlage sind für das Abblasen von Wasser auszuliegen.

6.1.3.2 Ausfall des Hauptspeisewassers

Der Ausfall des Hauptspeisewassers führt zu einer Reihe von Anzeigen auf der Blockwarte. Der Operator kann die An- und Abfahrpumpe, die warmes Wasser aus dem Speisewasserbehälter fördert, von Hand zuschalten. Beim weiteren Absinken des Füllstandes werden die Reaktorschnellabschaltung und die Notbespeisung mit kaltem Wasser ausgelöst. Wenn der Operator die Handmaßnahmen zu spät ergreift, wird die Reaktorschnellabschaltung verzögert ausgelöst und das Ansprechen der Druckhaltesicherheitsventile ist möglich. Die An- und Abfahrpumpe ist nicht notstromversorgt, nicht verriegelt und hat keine Redundanz. Die drei redundanten Pumpen des Notspeisewassersystems werden über eine gemeinsame Saugleitung aus einem 1000 m³-Behälter versorgt.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Ein Anregekriterium für die Reaktorschnellabschaltung "Druckanstieg im Primärkreislauf" ist einzuführen.
 2. Keine automatische Inbetriebnahme der An- und Abfahrpumpe bei Füllstandsabsenkung in den Dampferzeugern und nicht vorhandener Anschluß der Pumpe an das Notstromnetz. Diese Schwachstelle ist im Zusammenhang mit einem neuen Speisewasserkonzept zu beseitigen (siehe Kap. 6.1.3.6).
 3. Einführung einer Turbinenleistungsbegrenzung bzw. Reaktorschnellabschaltung in Abhängigkeit von der Anzahl der ausgefallenen Hauptspeisewasserpumpen.

4. Installation von Stellungsanzeigen für die Umführungsarmatur der Hochdruckvorwärmer auf der Blockwarte.

6.1.3.3 Ausfall von Turbosätzen

Bei bestimmungsgemäßem Betrieb der Regeleinrichtungen kommt es beim Ausfall eines Turbosatzes nicht zur Reaktorschnellabschaltung. Beim Ausfall beider Turbosätze kommt es zur Reaktorschnellabschaltung.

Diese Verriegelung kann jedoch mit einem Schalter im Wartennebenraum überbrückt werden.

Für den Vollastabwurf auf Eigenbedarf ist das Regelsystem ausgelegt.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Die Außerbetriebnahme des Anregekriteriums für die Reaktorschnellabschaltung "Ausfall letzter in Betrieb befindlicher Turbosatz" ist über einen leicht zugänglichen Schalter möglich. Diese Verriegelung ist vollständig zu automatisieren.

6.1.3.4 Leck einer Frischdampfleitung

Bei einem Frischdampfleck im Druckraumsystem steigt der Druck im Druckraumsystem an, die Reaktorschnellabschaltung wird ausgelöst und alle Armaturen der DE-Abschlämmung werden geschlossen. Die schnellschließende Absperrarmatur (SSA) sperrt die betroffene Frischdampfleitung ab. In der betroffenen Schleife wird die Hauptumwälzpumpe (HUP) abgeschaltet und die Speisewasserzufuhr in den Dampferzeuger (DE) unterbunden. Versagt die SSA, verhindert die Rückschlagklappe in der Frischdampfleitung, daß die anderen DE über den Sammler auf das Leck speisen. Beim Ausdampfen des DE wird die Kühlmitteltemperatur im Primärkreis stark abgesenkt. Jedoch kommt es nicht zur Rekritikalität. Wenn der Druck im Druckraumsystem auf einen Wert größer als 0,01 MPa ansteigt, wird die Notkühlkette zugeschaltet.

Bei einem Leck in der Frischdampfleitung unmittelbar vor der Turbine ist es fraglich, ob die Auslösekriterien für eine Reaktorschnellabschaltung und die Leckabspernung erreicht werden. Die betroffene Turbine wird jedoch durch den Turbinenschutz abgeschaltet.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen

1. Die Ansteuerung der Dampferzeugersicherheitsventile ist redundant aufzubauen.
2. Die Installation eines im Ansprechdruck vorgelagerten, ansteuerbaren und mit einer Absperrarmatur versehenen DE-Sicherheitsventils sowie die Installation einer Absperrarmatur vor der BRU-A ist durchzuführen, jedoch muß die 100% Dampfabwurfkapazität über nicht absperzbare Sicherheitsventile gewährleistet bleiben.

6.1.3.5 Leck des Frischdampfsammlers

Bei einem Leck im Frischdampfsammler ist es fraglich, ob das Auslösekriterium "Druckabfallgeschwindigkeit im Frischdampfsammler" erreicht wird.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen

1. Der Ansprechwert für das Reaktorschnellabschaltkriterium "Druckabfallgeschwindigkeit im Frischdampfsammler" ist zu prüfen.

6.1.3.6 Leck einer Speisewasserleitung

Bei einem Leck zwischen DE und Rückschlagklappe führt der austretende Dampf zu einem Druckanstieg im DRS. Wenn sich das Leck im nicht begehbaren Bereich des DRS befindet, erfolgt infolge des Druckanstieges die Reaktorschnellabschaltung. Wenn sich das Leck im begehbaren Bereich des DRS befindet, wird die Reaktorschnellabschaltung nicht ausgelöst, da dort keine Druckgeber installiert sind. Bei Absinken des Füllstandes im DE um 110 mm öffnen die Armaturen der An- und Abfahrpumpe (Einspeisung über Notspeisewassersystem, Schwachlastregelstrecke). Der Operator muß die Pumpe zuschalten; wenn das Leck nicht kompensiert werden kann, wird bei einem Füllstandsabfall in mindestens zwei von sechs Dampferzeugern Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

Ein Leck im Maschinenhaus führt zur Füllstandsabsenkung im Speisewasserbehälter mit anschließendem Ausfall der zur Turbine gehörenden Speisewasserpumpen. Wenn der Operator keine Reaktorschnellabschaltung auslöst, erfolgt die Reaktorschnellabschaltung über die Füllstandsabnahme in den Dampferzeugern.

Es können Folgeschäden sowohl an den betrieblichen Systemen als auch an den elektrischen Anlagen zur Versorgung der Notspeisewasserpumpenantriebe auftreten.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Es ist ein unabhängiges Notstandsnotspeisewassersystem zu installieren. Dieses System ist gegen übergreifende anlageninterne (Überflutung, Brand, Turbinenzerknall) und äußere Einwirkungen zu schützen.
 2. Das gegenwärtige Notspeisewassersystem ist an die Speisewasserbehälter anzuschließen.
 3. Es sind zusätzliche Einspeisemöglichkeiten für Notspeisewasser zu schaffen (Anschlußstutzen für Notfallmaßnahmen).
 4. Die ferritischen Abschlammleitungen und Notspeisewasserleitungen besitzen auch innerhalb des Druckraumsystems keine Ausschlagsicherungen. Es ist zu prüfen, ob Ausschlagsicherungen erforderlich sind.
 5. Eine Stellungsanzeige für die Armatur in der Hochdruck-Vorwärmer-Umführungsleitung ist auf der Blockwarte anzubringen, um bei Ausfall der Hochdruck-Vorwärmesäule eine Kontrollmöglichkeit über die Speisewasserversorgung zu haben.

6.1.3.7 Leck an einem Speisewassersammler

Bei einem Leck im Speisewassersaugsammler strömt der Inhalt des Speisewasserbehälters in das Maschinenhaus, da er nicht durch motorbetätigte Armaturen absperrbar ist. Der Sammler ist durch Armaturen in zwei Halbwerke aufgeteilt, so daß nur zwei Pumpen direkt betroffen sind. Die Pumpen werden durch Schutzverriegelungen abgeschaltet. Die Turbinenschnellabschaltung erfolgt über die Signale "Druckabfall im Frischdampfsystem". Nach Abschaltung der letzten Turbine oder bei Füllstandsabsenkung in zwei DE wird Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Folgeschäden im Maschinenhaus sind u.a. an den elektrischen Antrieben der Notspeisewasserpumpen möglich.

Beim Bruch des oberen Speisewassersammlers können Folgeschäden auf der 14,7 m Bühne an den Frischdampfleitungen und einer Notspeisewasserleitung auftreten.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Es sind technische Lösungen zur Verhinderung von Folgeschäden bei einem Leck im Bereich der 14,7 m Bühne an anderen Rohrleitungen sowie an Ausrüstungen in benachbarten Raumbereichen zu erarbeiten.
 2. Die Steckscheiben in den Speisewassersaugleitungen sind gegen motorbetätigte Absperrschieber mit Stellungsanzeige auf der Blockwarte zu ersetzen.

6.1.3.8 Ausfall der Haupt- und Nebenkühlwassersysteme

Durch Blockade des Wasserzulaufs oder durch Überflutung des Einlaufbauwerks, z. B. infolge eines Bruchs des Auslaufkanals, können das Haupt- und das Nebenkühlwasser ausfallen. Der Ausfall des Hauptkühlwassers führt über den Verlust des Kondensatorvakuums zum Turbinenschnellschluß und zur Reaktorschnellabschaltung.

Die Nachwärme muß über die Frischdampfabblesestation (BRU-A) abgeführt werden, da sowohl die Abkühlanlage als auch der Not- und Nachkühler nicht zur Verfügung stehen. Beide werden vom NKW-A gekühlt. Um den Reaktor kalt zu fahren, sind Notstandsmaßnahmen erforderlich. Dafür ist allerdings genügend Zeit vorhanden.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Die redundanzübergreifende Überflutung des NKW-A Einlaufbauwerkes ist durch geeignete Maßnahmen zu verhindern.

6.1.3.9 An- und Abfahrvorgänge

Beim An- und Abfahren sind viele Handmaßnahmen durchzuführen, u.a. sind sicherheitsrelevante Verriegelungen ein- und auszuschalten. Dem Betriebspersonal liegen dafür Checklisten vor.

Die Überprüfung des Schaltzustandes und der getätigten Schalthandlungen erfolgt mit der Warteninstrumentierung (Blindschalbilder, Display, Schaltbildsteckbretter,

Schaltprotokolle). Es sind weder Automaten für das An- und Abfahren noch eine automatische Überprüfung des Schaltzustandes und der Verriegelungsstellung vorhanden.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen
1. Die Überwachung des Schaltzustandes und des Soll-Ist-Vergleiches der Verriegelungsstellungen soll automatisch erfolgen.
 2. Es ist eine Automatik zu installieren, die die Abschaltreaktivität bei allen Betriebszuständen gewährleistet.
 3. Im Neutronenflußmeßsystem sind Verstellungen der Meßkammern, der Meßbereichsumschaltungen und die Leistungsanpassung des RESA-Kriteriums "Neutronenfluß 110 % der zulässigen Reaktorleistung" zu automatisieren.
 4. Bei der Überarbeitung der Betriebshandbücher sind die Prozeduren für das An- und Abfahren zu präzisieren.

6.1.3.10 ATWS-Störfälle

Der Block 5 ist nicht zur Beherrschung von ATWS-Störfällen ausgelegt. Es liegen keine Störfallanalysen vor, die das Versagen der Reaktorschnellabschaltung unterstellen.

Ein zweites Reaktorabschaltsystem ist nicht vorhanden. Das betriebliche Zuspeisesystem erfüllt nicht die Anforderungen (Notstromversorgung, Förderhöhe der Pumpen, Einspeisegeschwindigkeit) an ein zweites Reaktorabschaltsystem.

- Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahme
1. Es ist ein redundant ausgelegtes zweites Reaktorabschaltsystem zuzuschaffen.

6.1.4 Zusammenfassung

Die reaktorphysikalische und wärmetechnische Auslegung der weiterentwickelten Baureihe WWER-440/W-213 entspricht weitgehend der Auslegung der älteren Baurei-

he WWER-440/W-230. Bei der ingenieurtechnischen Beurteilung der Systemtechnik wurden die günstigen Eigenschaften des WWER-440, wie relativ geringe Leistungsdichte, gedämpftes Xenon-Schwingungsverhalten, Absperrbarkeit der Hauptumwälzleitungen, große Wasservolumina im Primär- und Sekundärkreis, berücksichtigt.

Typspezifische WWER-440-Mängel, insbesondere in den Bereichen von E- und Leittechnik und der Verfahrenstechnik im Maschinenhaus, wie die räumlich konzentrierte Verlegung aller Frischdampf- und Speisewasserleitungen über die 14,7 m Bühne, sind auch im Block 5 vorhanden. Obwohl im Bereich der Sicherheitssysteme durch die dreisträngige, weitgehend unvermaschte und räumlich getrennte Auslegung maßgebliche Verbesserungen erreicht wurden, sind konzeptionelle Schwächen und Mängel in der Komponentenausführung vorhanden, die behoben werden müssen.

- Wesentliche Ertüchtigungsmaßnahmen sind:
- Aufbau eines autarken Notstandssystems bestehend aus Dampferzeugernotspeisesystem, Zusatzbarriersystem zur diversitären Reaktorabschaltung, Reaktor-schutzsystem und Notstandswarte.
- Aufbau eines redundanten nuklearen Zwischenkühlkreislaufes u.a. zur Kühlung der Not- und Nachkühler sowie der HD-Notkühlpumpen.
- Verbindung der drei Sumpfe des Druckraumsystems.
- Ertüchtigung der Druckabsicherungseinrichtungen für Primär- und Sekundärkreis mit Berücksichtigung der kontrollierten Druckentlastung.
- Beseitigung der Ölleckagen beim Betrieb der Hauptumwälzpumpen.
- Schutz der Rohrleitungen und Ausrüstungen des Frischdampf- und Speisewassersystems auf der 14,7-m-Bühne gegen übergreifende Einwirkungen (Schutz gegen Folgeausfälle, Brand, Turbinenzerknall).
- Neutrassierung der kleinen Rohrleitungen im Druckraumsystem.
- Austausch der Leittechnik und wesentlicher elektrotechnischer Sicherheitseinrichtungen.

Die Mängel in der Auslegung und teilweise die vorgeschlagenen Ertüchtigungsmaßnahmen sind im einzelnen nach der jeweiligen Störfalldiskussion aufgeführt. Bei der Planung und Vorbereitung der einzelnen Maßnahmen ist im Detail zu prüfen, ob die

Maßnahmen mit sicherheitstechnischen Beeinträchtigungen für die Gesamtanlage verbunden sein können.

6.2 Elektrische Energieversorgung

- **Netzanschluß**

Der Block mit seinen beiden Blockgeneratoren ist bei einem Netzausfall für ein Abfangen und Halten auf Eigenbedarfsleistung ausgelegt. Der schaltungstechnische Aufbau der Netzanschlüsse und der Eigenbedarfsversorgung entspricht den prinzipiellen Anforderungen. Da die beiden Hauptnetzanschlüsse und der Reservenetzanschluß aus einer 220kV-Freiluftschaltanlage versorgt werden, besteht jedoch die Möglichkeit des Ausfalls (z.B. durch Zerstörung der Freiluftschaltanlage) aller drei Netzanschlüsse. Aus diesem Grund wird eine Verbesserung der netzseitigen Versorgung für erforderlich gehalten.

- **Eigenbedarfsanlage**

Zum Schaltungskonzept der Eigenbedarfs- und Reserveschaltanlagen, einschließlich der bestehenden Vermaschungen zwischen den Blöcken, bestehen keine grundsätzlichen Einwände.

Auf Grund von Mängeln in der Umschaltautomatik für die Reservenetzeinspeisung wird eine Überarbeitung unter Berücksichtigung der Spannungs- und Stromverhältnisse für erforderlich gehalten. Wenn die Versorgung der Hauptumwälzpumpen in einem Sonderschaltzustand über die 6kV-Reserveverteilungen erfolgt, ist der Ausfall von vier Pumpen durch einen Sammelschienenkurzschluß möglich.

- Notstromanlage

Die Notstromanlage erfüllt hinsichtlich Schaltungsaufbau sowie räumlicher und funktioneller Trennung die konzeptionellen Anforderungen. Die vorgelegten Leistungsbilanzen zeigen, daß die Dieselaggregate praktisch keine Leistungsreserven besitzen. Auch entspricht die Methode der Leistungsbilanzierung für das Notstromsystem nicht den Anforderungen der KTA-Regel. Daher sind für alle in Betracht zu ziehenden Störfälle Leistungsbilanzen nach KTA zu erstellen.

Die Automatikprogramme zum Start und zur Zuschaltung der Notstromdieselaggregate sowie zur gestaffelten Zuschaltung der Notstromverbraucher (SAOS/GZ) entsprechen nicht den Anforderungen. Die wesentlichsten Mängel sind:

- Fehlende Unterfrequenzanregung,
- zu niedrig eingestellter Anregewert der Unterspannung.
- Die Energieversorgung der Notkühlkette erfolgt bei ihrer Anforderung ausschließlich durch die Notstromdiesel, d.h. auch wenn kein Notstromfall vorliegt.
- Es ist keine unterbrechungsfreie Rückschaltung der Notstromverbraucher im Notstromfall bei wiederkehrender Netzspannung möglich.

Der Redundanzgrad der unterbrechungsfreien Notstromversorgung ist ausreichend. Jedoch entspricht die Zuverlässigkeit der unterbrechungsfreien Stromversorgung nicht den Anforderungen. Die wesentlichen Mängel sind:

- Aktive Umschalt- und Umsteuereinrichtungen (Thyristorschalter, Umformersteuerung) im Notstromfall
- Störanfälligkeit der RMG
- Keine funktionell getrennten Gleich- und Wechselrichter.
- Keine Doppeleinspeisungen der Gleichstromschienen oder -verbraucher
- Zu geringe Kapazität der Batterien. Die Entladungsdauer von 30 Minuten muß nach einer RSK-Forderung auf 2-3 Stunden erhöht werden.

- Räumliche Trennung

Die Hauptausrüstungen der Eigenbedarfsanlage wie 6-kV-Eigenbedarfsschaltanlage und 380-V-Hauptverteilungen sind getrennt von den Ausrüstungen der Notstromanlage in gesonderten Räumen installiert.

Die Notstromerzeugungs- und -verteilungsanlagen sind nach Strängen räumlich getrennt angeordnet. Auf Nebentrassen sowie im Kabelboden unterhalb der Blockwarte ist die räumliche Trennung jedoch nicht eingehalten.

- Überspannungsschutz

Gemessen am Stand der Technik sind bei den ausgeführten Blitzschutz- und Erdungsanlagen erhebliche Abweichungen zu nationalen und internationalen Normen (z.B. DIN, IEC) feststellbar. Bei der zur Zeit eingesetzten Relais-technik, die gegen Überspannungen relativ unempfindlich ist, sind Nachrüstmaßnahmen nur in einem begrenzten Umfang erforderlich.

- Zusammenfassung

Das Grundkonzept der elektrischen Energieversorgung wird als geeignet angesehen.

Folgende Änderungen sind notwendig:

- Verbesserung der unterbrechungslosen Stromversorgung
- Erhöhung der Batterienkapazität
- Prüfung der Notstrombilanz und ggf. Erhöhung der Dieselgeneratorleistung
- Verbesserung der elektrischen Meß-, Steuer-, Regel- und Überwachungseinrichtungen
- Anpassung der Energieversorgung an die Anforderungen, die sich beim Einsatz moderner elektrischer und leittechnischer Ausrüstung ergeben.

6.3 Leittechnik

Die Sicherheitsleittechnik nimmt bei Störungen und Störfällen folgende Aufgaben wahr:

- Überwachung, Begrenzung und Abschaltung der Reaktorleistung,
- Steuerung der verfahrenstechnischen Sicherheitssysteme.

Bei Erreichen der Anregekriterien werden von den Sicherheitssteuersystemen automatisch die erforderlichen Schutzaktionen ausgelöst. Die Sicherheitssteuersysteme sind redundant und räumlich getrennt aufgebaut.

Die Sicherheitsleittechnik für die Steuerung der Not- und Nachkühlkette (SAOS/GZ) ist dreisträngig und darüber hinaus pro Strang zweikanalig ausgeführt. Das Reaktorschutzsystem (SUS) ist zweisträngig und nach dem Ruhestromprinzip aufgebaut.

Der konzeptionelle Aufbau der Sicherheitsleittechnik ist weitgehend akzeptabel. Eine wesentliche Ausnahme stellt aber der zweisträngige Aufbau des Reaktorschutzsystems dar. Damit wird während eines Instandhaltungsfalles in Teilen des Reaktorschutzsystems der Einzelfehler nicht beherrscht.

Darüber hinaus werden weitere Anforderungen des kerntechnischen Regelwerkes nicht erfüllt,

- es fehlen die Anregekriterien zur Reaktorschnellabschaltung:
 - Aktivität in der Frischdampfleitung hoch,
 - DNB-Verhältnis niedrig
 - Druck im Primärkreis hoch
 - Druckhalterfüllstand hoch
- die diversitäre Anregung der Reaktorschnellabschaltung ist für den Störfall "Offenbleiben des DH-Sicherheitsventils" nicht gegeben,
- zur diversitären Erkennung des Notstromfalles ist das Kriterium "Frequenz an den Notstromschienen tief" erforderlich,
- Keine diversitäre Signalverarbeitung, wegen des typgleichen Aufbaus der Meß- und Steuerstränge, bis hin zum Auslöserelais,
- es besteht ein Defizit bei automatischen Begrenzungen und Schutzaktionen, z.B. fehlen
 - schnelles Abfahren des Blockes über den Sekundärkreis,

- Sicherstellung einer ausreichenden Abschaltreaktivität beim Anfahren und beim Betrieb,
- eine Füllstandssonde im Reaktordruckgefäß fehlt,
- die 30 Minuten-Regel (nach Störfalleintritt sind innerhalb von 30 Minuten keine Handmaßnahmen erforderlich) wird u.a. beim Störfall "Dampferzeuger-Heizrohrleck" nicht eingehalten,
- keine störfallfeste Instrumentierung,
- unzureichende Störfallinstrumentierung,
- die Selbstüberwachung und die automatische Überwachung der Verriegelungen sind nur in Teilbereichen vorhanden,
- an einzelnen Stellen sind redundante Einrichtungen im selben Brandabschnitt untergebracht,
- aufgrund der Anordnung einiger leittechnischer Räume können Lecks an Speisewasser- und Frischdampfleitungen Schäden in leittechnischen Einrichtungen verursachen,
- die ergonomische Gestaltung der Blockwarte ist mangelhaft,
- veraltete Gerätetechnik,
- geringe Gerätequalität (in Sicherheitssystemen sind keine wartungsfreien Geräte installiert),
- fehlende Eignungsnachweise.

Wegen konzeptioneller Schwächen im Reaktorschutzsystem und der veralteten und wenig zuverlässigen leittechnischen Ausrüstung ist der Austausch der gesamten Leittechnik zur Erlangung der Genehmigungsfähigkeit erforderlich.

6.4 Ergonomie

Eine ergonomisch günstige Gestaltung der Warten ist wesentlich für die Betriebsführung. Ergonomische Defizite können sich insbesondere nachteilig auf die Beherrschung von Störfallabläufen auswirken.

Entsprechend KTA 3904 sind Arbeitsplätze, Arbeitsmittel, Arbeitsabläufe und Arbeitsumgebung so zu gestalten, daß die Voraussetzungen für ein sicherheitstechnisch optimales Verhalten der Beschäftigten geboten werden. Die bestmögliche Funktion des Gesamtsystems Mensch-Maschine ist zu gewährleisten.

Wesentlichen Einfluß auf die Funktion des Arbeitssystems Blockwarte und Reservewarte haben die Merkmale:

- Wartenaufbau
- Pult- und Tafelgestaltung
- Beschriftung
- Beleuchtete Statusanzeigen
- Alarmer und Meldungen
- Anzeige von quantitativer Information
- Bedienelemente
- Arbeitsumgebung
- Störfalldiagnosehilfen
- Schriftliche Arbeitshilfen
- Ausbildung und Training

Im Fachband werden die genannten Merkmale im Detail analysiert und bewertet. Empfehlungen zur ergonomisch günstigeren Gestaltung werden vorgeschlagen. Als Bewertungsgrundlage stehen zahlreiche Regeln und Richtlinien sowie einschlägige Fachliteratur z. B. /1/ bis /3/ zur Verfügung.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß das Arbeitssystem "Blockwarte" aus ergonomischer Sicht zahlreiche Mängel aufweist und grundlegend umgestaltet werden muß. Nur so können die Voraussetzungen für ein optimales Verhalten des Operators geboten werden.

Im Kap. 6.3 wird der Austausch der Leittechnik gefordert. Damit werden auch die Warten neu gestaltet. Die Warten sind unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte neu aufzubauen, so daß die am Block 5 vorhandenen Mängel beseitigt werden.

Literatur zu Kapitel 6:

- /1/ KTA 3904: Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken
- /2/ KTA 3501:Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems
- /3/ KTA 1201: Anforderungen an das Betriebshandbuch

7. Übergreifende Einwirkungen, Bautechnik, Strahlenschutz

7.1 Übergreifende Einwirkungen

Bei der Auslegungsplanung des Blockes 5 wurde die Möglichkeit einer Gefährdung infolge interner übergreifender Einwirkungen berücksichtigt. Alle nuklearen Sicherheitssysteme sind dreifach redundant (3 x 100%) ausgelegt. Dabei wurde der mögliche Ausfall einer Redundanz infolge eines Ausgangsereignisses (z. B. Brand) und der gleichzeitige unabhängige Ausfall einer zweiten Systemredundanz zugrunde gelegt.

Voraussetzung für die Wirksamkeit dieses Konzeptes ist der zuverlässige Schutz der jeweiligen Systeme gegen einen Ausfall aus gemeinsamer Ursache.

Hierzu erfolgte in der Auslegungsplanung

- eine weitgehende bauliche Trennung von redundanten sicherheitstechnisch wichtigen Systemen,
- die Installation einer Reservewarte,
- die Festlegung zulässiger Reparaturzeiten in der Betriebsvorschrift "Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebes".

Die Forderung der Redundanz wurde in der Planung und in der Ausführung der Anlage jedoch nicht vollständig verwirklicht.

7.1.1 Bewertungsmaßstäbe

Als Bewertungsmaßstab werden die in der Bundesrepublik Deutschland zu berücksichtigenden Gesetze, Regeln und Richtlinien herangezogen. Hierbei wird geprüft, wieweit die Auslegung des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 5, mit den wesentlichen Schutzziele des Regelwerks übereinstimmt.

Für die Beurteilung der übergreifenden Einwirkungen sind insbesondere folgende Regeln und Richtlinien maßgebend:

- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des BMI (Kriterium 2.6 und 2.7),

- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (insbesondere Kapitel 11, 12, 18, 19),
- KTA-Regeln (z. B. KTA 2101 Brandschutz in Kernkraftwerken, KTA 2202 Rettungswege in Kernkraftwerken, KTA 2207 Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser, KTA 2201 Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen).

7.1.2 Anlageninterne übergreifende Ereignisse

7.1.2.1 Brand

- Bautechnischer Brandschutz

Im Reaktorgebäude und im Notstromgebäude ist für sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Komponenten vom Projekt her eine bautechnische Redundanzentrennung mit einem Feuerwiderstand von F 90 vorgesehen. Diese Trennung wird jedoch vor allem im Reaktorgebäude an mehreren Stellen nicht konsequent eingehalten. Hier werden in bestimmten Bereichen Kabel von zwei oder drei Redundanzen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme zusammengeführt. Dieses widerspricht den Forderungen der KTA 2101.1. Dort wird z.B. im Abschnitt 3 gefordert: "Bei redundanten Einrichtungen des Sicherheitssystems ist sicherzustellen, daß ein Brand auf eine Redundante begrenzt bleibt." Durch teilweise nachträgliche Beschichtung mit Dämmschichtbildnern wurde versucht, die Kabel zumindest für eine bestimmte Zeit gegen Brandeinwirkungen zu schützen. Hier ist im Einzelfall zu prüfen, wieweit die vorhandenen Brandschutzmaßnahmen unter Berücksichtigung der in diesen Bereichen vorhandenen Brandlasten und der sicherheitstechnischen Relevanz der hier verlegten Kabel einen ausreichenden Funktionserhalt gewährleisten und welche zusätzlichen Maßnahmen (z.B. Schottungen, Beschichtungen, Einbau von Löschanlagen) ggf. durchzuführen sind. Bei einem hinreichenden Funktionserhalt sicherheitstechnisch relevanter Kabel kann das Schutzziel der o. g. KTA-Forderung als erfüllt angesehen werden.

Ob die ausgeführte Kabelverlegung im einzelnen den Anforderungen an die Auslegung bzw. heute anzuwendenden Bewertungsmaßstäben entspricht, bedarf einer umfangreichen und aufwendigen Prüfung vor Ort. Kabelführungen, die noch nicht den heutigen Anforderungen entsprechen, müssen nachgerüstet werden (z. B. Einsatz von Schottungen, Beschichtungen, Löschanlagen).

Die Ausführungsqualität von Kabelschotts, Kabelbeschichtungen mit Dämmschichtbildnern und Brandschutztüren ist zum Teil ungenügend, auch hier sind erhebliche Nachrüstmaßnahmen notwendig.

In den Lüftungsanlagen sind Brandschutzklappen nur punktuell vorhanden. Das Schutzkonzept für die Lüftungsanlagen beruht auf deren Abschaltung im Brandfall. Damit allein kann jedoch eine Brandausbreitung bzw. die Ausbreitung von Rauchgasen über das Lüftungssystem in bestimmten Bereichen nicht ausgeschlossen werden. In KTA 2101.1 wird im Abschnitt 4.4 gefordert, daß "Lüftungsanlagen in Raumbereichen mit redundanten Einrichtungen des Sicherheitssystems so anzuordnen und auszuführen sind, daß bei Brand in einer Redundante eine unzulässige Beeinträchtigung der Funktion der anderen Redundanten durch die Lüftungsanlagen ausgeschlossen werden kann". Ein Nachrüsten von Brandschutzklappen in Bereichen mit sicherheitstechnisch notwendigen Trennungen und in Treppenträumen (gesicherte Rettungswege) ist erforderlich.

Auch aus Brandschutzgründen müssen Blockwarte und Reservewarte entkoppelt sein (Systemkopplung, Kabelführung).

Das gesamte Maschinenhaus für die acht Kraftwerksblöcke bildet einen Brandabschnitt. Aufgrund der hier vorhandenen großen Brandlasten im Bereich der Turbine (z.B. Hauptölbehälter mit 56 m³ Öl pro Block; Hochölbehälter; Kabelisolation) und Zündquellen im Maschinenhaus ist ein großflächiger Brand nicht auszuschließen. Da sich im Maschinenhaus sicherheitstechnisch relevante Einrichtungen (z.B. die Speisewasser und Notspeisewasserversorgung) befinden, kann ein großflächiger Brand zum Ausfall mehrerer Redundanzen der brandschutztechnisch voneinander nicht getrennten Einrichtungen führen. Dieses steht u. a. im Widerspruch zu den Anforderungen in KTA 2101.1.

Um die Schutzziele des Regelwerkes zum Brandschutz zu erreichen, ist mindestens eine feuerbeständige Kapselung der einzelnen Redundanzen der sicherheitstechnischen Systeme und Komponenten notwendig. Brandschutztechnisch wirksamer wäre die Auslagerung der sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten aus dem Maschinenhaus in ein separates Gebäude und Trennung der Redundanzen nach brandschutztechnischen Gesichtspunkten.

Unabhängig von den sicherheitstechnischen Brandschutzanforderungen im Maschinenhaus sind aus konventionellen Baurechtsgründen Maßnahmen vorzusehen, die die Entstehung und Ausbreitung großflächiger Brände vermeiden (z.B. Kapselung der Hauptbrandlasten), damit notwendige Ausnahmegenehmigungen bezüglich Überschreitung von Brandabschnittsflächen und Fluchtweglängen erteilbar sind.

Unabhängig von den sicherheitstechnischen Belangen werden auch konventionelle baurechtliche Anforderungen zum vorbeugenden Brandschutz an zahlreichen Stellen in der Anlage verletzt. Dies betrifft vor allem die Sicherung der Rettungswege (z. B. freier Durchgang, konsequente bauliche Abtrennung von Treppenträumen, brandlastfreie Flure), die Fluchtweglängen (in einigen Räumen des Apparatehauses und vor allem im Maschinenhaus) und die zulässigen Größen von Brandabschnitten (im Maschinenhaus). Hier ist in jedem Falle eine systematische Überprüfung erforderlich.

- Anlagentechnischer Brandschutz

Die sicherheitsrelevanten Bereiche der Anlage (das Maschinenhaus jedoch nur teilweise) werden mit automatischen Brandmeldeanlagen überwacht. Innerhalb des Druckraumsystems ist eine moderne Brandmeldeanlage mit adressierbaren Meldern und computergestützter Signalaufbereitung installiert. Zusätzlich wird der Bereich der Hauptumwälzpumpen mit einer Fernbeobachtungsanlage überwacht. Die Signalisation eines Brandes erfolgt gleichzeitig auf der Blockwarte und bei der Betriebsfeuerwehr.

Da die Brandmeldeanlage aus verschiedenen, nicht immer aufeinander abgestimmten Systemen besteht, ist hier eine Überprüfung von Konzeption und Meldeanlage erforderlich. In einzelnen Bereichen ist eine Ertüchtigung erforderlich.

Mit Ausnahme des Bereiches der Hauptumwälzpumpen sind in allen Bereichen mit größeren Brandlasten Sprühwasserlöschanlagen installiert bzw. vorgesehen. Die Inbetriebnahme der Sprühwasserlöschanlagen erfolgt von Hand, mit Ausnahme für den Bereich der Hochölbehälter und der Blocktransformatoren. Da die Auslegung der Löschanlagen den Anforderungen nicht entspricht und die Zuverlässigkeit der manuellen Auslösung gering ist, ist eine konzeptionelle Überprüfung und gegebenenfalls Ertüchtigung der Sprühwasserlöschanlagen erforderlich.

Im Bereich der Hauptumwälzpumpen, wo konstruktionsbedingt Ölundichtigkeiten auftreten, sind Halon-Löschanlagen installiert. Nach derzeitigem Kenntnisstand sind diese als Raumschutzanlage bei Ölbränden nicht geeignet. Wirksame, schnell auszulösende, ortsfeste Löscheinrichtungen sind hier erforderlich.

Die Leistungskapazität der Löschwasserpumpen (Förderdruck 0,95 - 0,98MPa, maximal 510 m³/h) ist ausreichend. Die Pumpen sind sowohl auf das Notstromsystem als auch auf das Netz des Nachbarblockes aufschaltbar. Eine zusätzliche Erhöhung der Förderleistung ist durch eine Zuschaltung der Förderkapazitäten der Tanklöschfahrzeuge der Betriebsfeuerwehr möglich.

Die Löschwasserversorgung für die Blöcke 5 und 6 erfolgt über eine gemeinsame Ringleitung, die sowohl aus dem Löschwassernetz der Blöcke 1 bis 4, dem Wassernetz und einer zusätzlichen Pumpstation am Einlaufkanal erfolgt und damit als gesichert gelten kann.

Bei einer Brandbekämpfung muß sichergestellt werden, daß redundante Systeme, die sich außerhalb des Brandraumes befinden, durch das Löschwasser nicht beeinträchtigt werden. In Kabelkanälen sind i. a. Maßnahmen zum Auffangen und Ableiten von Löschwasser vorhanden. Es ist systematisch zu untersuchen, ob die o. g. Forderung erfüllt ist.

- Betriebliche Brandschutzmaßnahmen

Das Konzept der Brandbekämpfung in der Anlage stützt sich im wesentlichen auf die Betriebsfeuerwehr und baut auf deren schnelle Einsatzbereitschaft.

- Zusammenfassende Bewertung und Empfehlungen
 1. Die Schwachstellen im Bereich des Brandschutzes ergeben sich für das Reaktorgebäude im wesentlichen aus der Zusammenführung von Kabeln verschiedener Redundanzen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme. Die drei Redundanzen müssen brandschutztechnisch getrennt werden.
 2. Die Ausführungsqualität von Kabelschotts, Kabelbeschichtungen mit Dämmschichtbildnern und Brandschutztüren ist zum Teil ungenügend, Nachrüstmaßnahmen sind notwendig.

3. In den Lüftungsanlagen sind Brandschutzklappen nur punktuell vorhanden. Ein Nachrüsten in Bereichen mit sicherheitstechnisch notwendigen Trennungen und in Treppenträumen ist erforderlich.
4. Die Funktionen der Blockwarte und Reservewarte sind nicht vollständig entkoppelt. Aus Brandschutzgründen ist eine solche Entkopplung notwendig.
5. Da die Brandmeldeanlage aus verschiedenen, nicht immer aufeinander abgestimmten Systemen besteht, ist eine Überprüfung von Konzeption und Meldern erforderlich.
6. Im Bereich der Hauptumwälzpumpen sind Ölundichtigkeiten vorhanden. Die hier eingesetzten Halonlöschanlagen sind als Raumschutzanlagen nicht geeignet. Wirksame Löscheinrichtungen sind hier erforderlich.
7. Aufgrund der im Maschinenhaus vorhandenen Brandlasten und Zündquellen ist ein großflächiger Brand nicht auszuschließen. Der Schutz der sicherheitsrelevanten Systeme sollte durch deren Auslagerung in ein separates Gebäude angestrebt werden.
8. Aus konventionellen baurechtlichen Gründen sind im Maschinenhaus darüber hinaus Maßnahmen vorzusehen, die die Entstehung und Ausbreitung großflächiger Brände vermeiden (z. B. Kapselung der Hauptbrandlasten), damit notwendige Ausnahmegenehmigungen bezüglich der Überschreitung von Brandabschnittsflächen und Fluchtweglängen erteilbar sind. Darüber hinaus ist auch in anderen Bereichen der Anlage eine systematische Überprüfung, insbesondere der Rettungswege, durchzuführen.

7.1.2.2 Überflutung

- Einlaufbauwerk für Nebenkühlwasser A

Im Einlaufbauwerk befinden sich für die Reaktorblöcke 5 und 6 die jeweilig blockgebundenen drei Redundanzen des Nebenkühlwassersystems A. Die zu einer Redundanz gehörenden zwei Pumpenaggregate sind in separaten Kammern angeordnet.

Diese Pumpenkammern haben keine oberen Abdeckungen und die druckseitigen Rohrdurchführungen durch die Kammerwand sind nicht abgedichtet.

Ein Rohrleitungsversagen, z. B. infolge Korrosions- und Erosionsschäden in den an die Pumpenkammern angrenzenden Rohrkanälen, kann über die druckseitigen Rohrdurchführungen bzw. bei weiterem Wasseranstieg über den Gebäudeflur auf +3,85 m zur Beeinträchtigung und zum Ausfall aller Stränge des Nebenkühlwassersystems A führen. Es sind bauliche Maßnahmen zu treffen, die das Überfluten der Pumpenkammern über die Rohrdurchführungen oder über den Gebäudeflur sicher verhindern.

Als weitere Vorsorge ist eine zuverlässige Leckageerkennung in den Pumpenkammern und Rohrkanälen zu installieren und der festgelegte Alarmwert als sicherheitsrelevante Meßgröße in die Vorschriften "Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebes" aufzunehmen.

- **Maschinenhaus**

Im Maschinenhaus befinden sich ca. 1 m über der untersten Ebene (-4,5 m) die Antriebe der druckseitigen Armaturen des Notspeisewassersystems. Eine Notspeisewasserpumpe und die fünf Hauptspeisewasserpumpen befinden sich auf der Höhenkote -1,7 m. Die zwei weiteren Notspeisewasserpumpen sind auf $\pm 0,0$ m (Geländehöhe) aufgestellt.

Ein Versagen einer Hauptkühlwasserleitung, z. B. infolge herabstürzender Lasten, ohne rechtzeitige Abschaltung der Pumpe führt in dem durch Trennwände abgegrenzten Bereich der Blöcke 5 und 6 zu einer Überflutung der Notspeisewasserarmaturen und der auf Kote -1,7 m aufgestellten Pumpen. Hierbei wird unterstellt, daß die gemauerten Trennwände dem anstehenden Wasserdruck standhalten.

Die Anordnung und die Aufstellung von Komponenten des Notspeisewassersystems ist so vorzunehmen, daß eine Gefährdung durch Überflutung verhindert wird und die Grundsätze der räumlichen Trennung von redundanten Teilsystemen eingehalten werden, oder es sind anderweitige Ersatzmaßnahmen zu schaffen. Leitungsversagen anderer Systeme, wie Nebenkühlwasser A und C, führen aufgrund der großen Flutkapazität des Maschinenhausbereiches erst in einem Zeitraum von Stunden zu einer Gefährdung, so daß ein ausreichender Zeitraum zur Erkennung und zur Durchführung von Gegenmaßnahmen vorhanden ist.

- Reaktorgebäude

In drei räumlich getrennten Kammern auf der untersten Ebene (Kote - 3,6 m) sind die zu einer Redundanz gehörenden Teilsysteme des HD-Notkühlsystems, ND-Notkühlsystems und des Sprinklersystems jeweils zusammen aufgestellt. Die Kammertüren sind mit Dichtungen versehen und werden von außen verriegelt. In den Kammern vorhandene Gullyabflüsse sind mit verschließbaren Absperreinrichtungen versehen.

Bei einem Versagen des Nebenkühlwassersystems A oder des Borbehälters in einer Kammer muß das Überfluten weiterer Kammern verhindert werden. Die Trennwände der Kammern und die installierten Versatzstücke an den Durchführungen müssen nachweislich den anstehenden Wasserlasten im Überflutungsfall standhalten. Außerdem ist ein Überströmen von Wasser über das Gullysystem in die Nachbarkammern zu verhindern. Hierzu muß die Eignung der installierten Absperreinrichtungen nachgewiesen werden. Im Normalbetrieb sind die Absperreinrichtungen in Geschlossenstellung zu sichern. Um unzulässige Folgen aus dem Versagen bzw. aus Fehlbedienungen des Füllsystems für die Notkühlvorratsbehälter zu vermeiden, müssen die in den redundanzübergreifenden Leitungen angeordneten Armaturen im Normalbetrieb in Geschlossenstellung gesichert werden.

Die Überflutung einer Kammer und der Verlust einer Redundanz der Notkühlssysteme ist bei Einhaltung der sicherheitstechnischen Bedingungen zur Ausfall- bzw. Reparaturzeit der betroffenen Systeme beherrschbar.

Zur Verminderung der Eintrittshäufigkeit von Überflutungsereignissen ist eine qualifizierte und zuverlässige Einrichtung zur Leckageerkennung zu installieren, die dem Schichtpersonal wirksame Gegenmaßnahmen ermöglicht.

Auf der untersten Ebene des Reaktorgebäudes befinden sich die beiden Pumpenaggregate für den Abkühlkreislauf des Abklingbeckens. Ein Versagen einer Nebenkühlwasserleitung kann zur Überflutung der Pumpenaggregate und zum kompletten Ausfall der Beckenkühlung führen. Der Verlust beider Redundanzen des Beckenkühlsystems kann zu einem unzulässigen Temperaturanstieg im Abklingbecken führen. Ein Überfluten der Pumpenaggregate müßte vorsorglich verhindert werden.

Kaltwasserleckagen in der Dampferzeugerbox (Leckagen heißgehender Systeme werden in Kap. 5.1 behandelt) führen zu einem Wasseranfall im Raumbereich unterhalb der Dampferzeuger, Hauptumwälzleitungen und Pumpen. Da die Dampferzeugerbox über eine hohe Flutkapazität verfügt, führt eine Kaltwasserleckage nicht zur Beeinträchtigung von sicherheitstechnischen Einrichtungen.

Aufgrund der Aufstellung und der räumlichen Trennung der Dieselgeneratoren sind aus den Kühlwasserleckagen keine unzulässigen Auswirkungen zu erwarten.

- Zusammenfassende Bewertung und Empfehlungen
1. Zur Vermeidung redundanzübergreifender Ereignisabläufe infolge größerer Leckagen des Hauptkühlwassersystems, des Nebenkühlwassersystems sowie von Notkühlwasser sind bauliche Nachweise oder Maßnahmen erforderlich, die Defizite aus der fehlenden bzw. nicht ausreichend nachgewiesenen räumlichen Trennung beseitigen. Redundanzübergreifende Querverbindungen über Gullysysteme oder Leitungen des Füllsystems müssen im Normalbetrieb in Geschlossenstellung gesichert werden. Dies betrifft folgende Gebäudebereiche mit sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen:
 - Einlaufbauwerk für Nebenkühlwassersystem A:
Nebenkühlwasserpumpenaggregate
 - Maschinenhaus:
Notspeisewasserpumpen und Hauptspeisewasserpumpen,
 - HD- und ND-Notkühlsystem und Sprinklersystem,
Beckenkühlsystem.
 2. Um die Eintrittswahrscheinlichkeit von unzulässigen Überflutungsereignissen zu verringern, sind Vorsorgemaßnahmen zur qualifizierten Leckerkennung und zur Vermeidung von Fehlbedienungen erforderlich.

7.1.2.3 Sonstige anlageninterne übergreifende Einwirkungen

Sonstige anlageninterne Einwirkungen, wie Bruchstücke durch Turbinenversagen und Druckwelle durch Behälterbersten, wurden bei der Auslegungsplanung des Blockes 5

nicht berücksichtigt. Zur Beurteilung möglicher Auswirkungen und nötiger Ertüchtigungsmaßnahmen liegen z. Z. keine ausreichenden Unterlagen vor.

Bei einer Auslagerung sicherheitsrelevanter Systeme aus dem Maschinenhaus in ein separates Gebäude haben Auswirkungen innerhalb des Maschinenhauses nur noch eine untergeordnete Bedeutung. Es sind dann im wesentlichen die Auswirkungen auf Einrichtungen innerhalb des Reaktorgebäudes zu berücksichtigen.

7.1.3 Einwirkungen von außen

Gegen Einwirkungen von außen, wie Flugzeugabsturz, Erdbeben und Explosionsdruckwellen, ist das Kraftwerk nicht ausgelegt. Inwieweit eine Auslegung gegen Hochwasser gegeben ist, kann z. Z. nicht ermittelt werden. Es fehlen außerdem Eintrittswahrscheinlichkeiten für Hochwasserstände.

Bei der Beurteilung von Schutzmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen wird nach dem deutschen Regelwerk grundsätzlich unterschieden zwischen Ereignissen

- die als Auslegungsstörfälle zu betrachten sind, wie Erdbeben, Hochwasser, Wind und Schnee und solchen Ereignissen,
- für die Maßnahmen zur Minimierung des Restrisikos durchzuführen sind (Flugzeugabsturz, äußere Druckwellen aus chemischen Reaktionen, äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe).

Gegen Auslegungsstörfälle sind in jedem Fall Vorsorgemaßnahmen zu treffen. Wind- und Schneelasten sind im allgemeinen durch die konventionelle Auslegung der Gebäude abgedeckt. Im Rahmen der Untersuchungen zur Bautechnik werden die maximal möglichen Bauwerksbeanspruchungen ermittelt. Hierbei wird auch untersucht, inwieweit ein Schutz gegen Erdbeben gegeben ist. Bei der Auslegung gegen Hochwasser sind die Anforderungen der KTA 2207 (Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser) einzuhalten. Aufgrund der Lage und Anordnung der Bauwerke ergibt sich für das Reaktorgebäude und das Maschinenhaus keine Hochwassergefährdung. Inwieweit für das Einlauf- und Pumpenbauwerk eine Hochwassergefährdung besteht, kann erst nach Kenntnis der Hochwassereintrittshäufigkeiten ermittelt werden. Hier sind dann ggf. spezielle Schutzmaßnahmen durchzuführen.

Ereignisse infolge eines Flugzeugabsturzes, infolge äußerer Druckwellen aus chemischen Reaktionen und infolge äußerer Einwirkungen gefährlicher Stoffe sind keine Auslegungsstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung. Maßnahmen gegen diese Ereignisse dienen der Risikominimierung und damit dem Schutz der Allgemeinheit. Diese Maßnahmen werden gemäß den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, den RSK-Leitlinien und der Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen getroffen. Unter Berücksichtigung der Standortgegebenheiten und probabilistischer Überlegungen wäre zu überprüfen, ob bzw. inwieweit diesen Einwirkungen eine Bedeutung zukommt.

7.2 Bautechnik

Es wurde untersucht, ob die errichteten Gebäude und sonstigen baulichen Anlagen, die der atomrechtlichen Genehmigung unterliegen, den nach Stand der Wissenschaft und Technik zu fordernden bautechnischen Auslegungsbedingungen entsprechen bzw. welche Defizite vorhanden sind.

- Baustatik

Im Rahmen der Untersuchungen wurden das Reaktorgebäude, der Lüftergeschoßbau mit Abluftkamin, der Mittelbau, das Maschinenhaus, der Wartengeschoßbau, das Spezialgebäude mit den Verbindungsbrücken, die Notstromanlage und die Einlaufbauwerke Haupt- und Nebenkühlwasser betrachtet. Der Schwerpunkt wurde dabei auf das Reaktorgebäude gelegt. Die Arbeiten beschränkten sich auf die wesentlichen Tragwerke und Einwirkungen.

Für die meisten Gebäude, so auch für das Reaktorgebäude, lag die Detailplanung in den Händen der Sowjetunion. Für die Projekte, die nicht in der 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.

Das Reaktorgebäude besteht aus einem hermetischen und einem nichthermetischen Teil. Während letzterer aus einer konventionellen Stahlbetonkonstruktion - teils massiv, teils skelettartig - besteht, wurden die Wände des Druckraumsystems (hermetischer Teil) in einer Stahlzellenverbundbauweise hergestellt. Dabei handelt es sich um

vorgefertigte Stahlzellen, die auf der Baustelle zusammengeschweißt und mit Beton gefüllt werden. Die Stahlzellen bestehen aus außenliegenden Blechen, in der Regel 6 mm stark, die sowohl die statische Funktion der Bewehrung als auch die dichtende Aufgabe eines Liners übernehmen. An einigen wenigen hochbelasteten Stellen wurde die Blechbewehrung durch Rundstahl ergänzt. Dies ist besonders in Eckbereichen der Fall, wo die Bewehrung in fast konventioneller Art geführt wird und dann z. B. an das Blech oder die Dübelleisten angeschweißt wird. In diesen Bereichen hat das Blech fast ausschließlich Dichtfunktion.

Die Stahlzellenverbundbauweise wurde in der DDR unter Federführung der Bauakademie entwickelt. Die Entwicklungsergebnisse einschließlich einer ausgearbeiteten Vorschrift zur Stahlzellenverbundbauweise wurden der Sowjetunion übergeben und dort nach einigen Modifikationen bei der Ausführungsplanung berücksichtigt.

Die Beurteilung der Auslegung der baulichen Strukturen des Hauptgebäudes wurde erschwert durch die Tatsache, daß keine geprüfte oder prüffähige statische Berechnung vorliegt, kein vollständiger Satz von Konstruktionszeichnungen zur Verfügung stand und seitens der Sowjetunion nicht angegeben wurde, welche Lastannahmen und Lastfallkombinationen für die einzelnen Strukturen bei der Auslegung berücksichtigt worden sind. Für die durchgeführten Überslagsrechnungen wurden die Eigenlasten grob ermittelt und Lasten aus der Ausrüstung abgeschätzt.

- Schiefstellung des Reaktordruckbehälters

Zur Problematik Setzungen und Schiefstellungen des Reaktordruckbehälters wurden unter Beachtung des Bauablaufs Setzungsberechnungen durchgeführt. Nach dem bisherigem Kenntnisstand /1/ wird eine aus Bauwerkssetzungen resultierende Schiefstellung des Reaktordruckbehälters von $\Delta\varpi = 1,3$ bis 1,4 mm erwartet. Eine Verkipfung von $\Delta\varpi \geq 1,5$ mm wird als höchst unwahrscheinlich angesehen. Die Berechnungen haben auch ergeben, daß die Bodenplatte im Bereich der Trennfuge (Achse 22) überbeansprucht ist. Die Standsicherheit wird dadurch nicht gefährdet. Es können jedoch Probleme bezüglich der Bauwerksabdichtung auftreten.

- Beanspruchung aus Kühlmittelverluststörfällen

Die Untersuchung wurde für die größte Beanspruchung, dem Rundabriß einer Hauptumwälzleitung mit DN 500 durchgeführt. Es wurde ein maximaler innerer Überdruck

von 0,15 MPa bei einer Temperatur von 127 °C angenommen. Die Tragfähigkeitsanalysen wurden mit vereinfachten Modellen durchgeführt. Mit sehr großer Wahrscheinlichkeit sind die Beanspruchungen aus diesem Lastfall beherrschbar.

- Einwirkungen von außen

Die Lastfälle Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle wurden betrachtet. Für ein Erdbeben sind die Baustrukturen nicht explizit bemessen worden. In einer Stellungnahme zur Seismizität /2/ wird für das Gebiet Vorpommern festgestellt, daß die Intensitätsstufe IV nach der 12-teiligen MSK-64 Skala bisher nicht überschritten wurde. Die maximal zu erwartenden Bodenbeschleunigungen werden mit $a_n = 0,20 \text{ m/s}^2$ angegeben, was einer Intensitätsstufe V entspricht. Damit ist die Intensität am Standort Greifswald so gering, daß keine besonderen Auslegungsanforderungen erforderlich sind.

Die Auslegung neuer bzw. die Beurteilung bestehender Anlagen kann von den Kriterien einer Mindestauslegung nach KTA 2201.1 ausgehen. Danach ist für das Bemessungserdbeben unabhängig von der am Standort zu erwartenden Maximalbeschleunigung ein Mindestwert von $a_n = 0,5 \text{ m/s}^2$ anzunehmen. Wie die durchgeführten Berechnungen zeigen, ist nicht mit einem globalen Strukturversagen des Hauptgebäudes infolge solch eines Erdbebens zu rechnen. Partiiell sind allerdings bauliche Ertüchtigungsmaßnahmen erforderlich, die realisierbar erscheinen. Die Etagenbeschleunigungen liegen z. B. im Reaktorgebäude auf der Höhenkote + 14,5 m in der Größenordnung von $4,5 \text{ m/s}^2$ bei Frequenzen von 1 - 4 Hz.

Der Lastfall Flugzeugabsturz ist von den baulichen Strukturen nicht aufnehmbar, die Explosionsdruckwelle nur eingeschränkt. Ertüchtigungsmaßnahmen mit der Zielrichtung "Vollschutz" sind kaum realisierbar.

- Turbinenzerknall

Durch die Anordnung der Turbinen im Maschinenhaus parallel zum Reaktorgebäude ist im Falle eines Turbinenzerknalls die Gefahr einer Geschoßwirkung auf das Reaktorbauwerk gegeben, die jedoch durch bauliche Schutzmaßnahmen vermindert werden kann.

- Zusammenfassung

Alle Gebäude, außer das Reaktorgebäude, weisen den Charakter üblicher Industriebauten auf und sind entsprechend ausgelegt. Die äußeren Einwirkungen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle sind nicht aufnehmbar.

Aus bautechnischer Sicht ist eine Genehmigung nach gültigen Vorschriften möglich. Eine gesonderte Vorgehensweise für die Lastfälle Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle ist dafür allerdings Voraussetzung.

7.3 Betrieblicher Strahlenschutz

7.3.1 Auswirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebs außerhalb der Anlage

Die potentiellen Strahlenexpositionen der Bevölkerung infolge der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser im bestimmungsgemäßen Betrieb von Block 5 wurden unter der Voraussetzung ermittelt, daß von diesem Block 1/8 der für den Standort festgelegten maximal zulässigen Abgabewerte jährlich abgeleitet werden. Die ermittelten Strahlenexpositionen zeigen insgesamt, daß die Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV für die Ableitung radioaktiver Stoffe von Block 5 am Standort Greifswald eingehalten werden können. Der Betrieb weiterer Kernkraftwerksblöcke am Standort erfordert in Bezug auf die Festlegung der Ableitungen radioaktiver Stoffe weitere Betrachtungen.

7.3.2 Radiologischer Arbeitsschutz

Im Block 5 des Kernkraftwerkes Greifswald ist aufgrund der verwendeten Materialien mit geringen Anteilen an Kobalt eine verringerte Akkumulation von Gammastrahlen zu erwarten. Zur Vorbereitung von Revisionsarbeiten wurden vom Betreiber zusätzlich Dekontaminationstechniken intensiv untersucht und bereits bei den Blöcken 1 bis 4 eingesetzt. Aufgrund dieser Verhältnisse wurden für die länger in Betrieb befindlichen Blöcke 1 bis 4 mit mittleren Kollektivdosen von ca. 2 bis 3 Personen-Sievert pro Jahr und Block relativ günstige Expositionswerte erzielt.

Die Untersuchungen für den Block 5 zeigen jedoch, daß zusätzliche Maßnahmen zur Reduktion der Strahlenexposition des Personals in Block 5 möglich sind. Dies ist auch erforderlich, da bei der Planung der Anlage Aspekte des radiologischen Arbeitsschutzes nicht ausreichend berücksichtigt wurden und die in verschiedenen Bereichen der Anlage im Vergleich zu den Blöcken 1-4 erheblich ungünstigeren Wartungs- und Instandsetzungsbedingungen die Voraussetzungen des radiologischen Arbeitsschutzes verschlechtern. Dies läßt bei vergleichbaren Wartungs- und Instandsetzungsarbeiten in Block 5 eine Erhöhung der Strahlenexposition des Personals im Vergleich zu den älteren Anlagen erwarten. Als Gründe sind insbesondere die schlechtere Zugänglichkeit von Komponenten und Systemen, die größere Zahl der Systeme in der Dampferzeugerbox und den daraus resultierenden Platzproblemen sowie den im Sinne des Strahlenschutzes nicht rational einsetzbaren Hebezeugen zu nennen. Diese Bedingungen führen zu kleineren Abständen zu den Strahlenquellen und zu erhöhten Aufenthaltszeiten bei den Arbeiten im aktiven Bereich. Die bereits in den Blöcken 1 bis 4 erkannten Möglichkeiten zur Reduzierung der Strahlenexposition werden in Block 5 nicht genutzt. Die Umsetzung dieser Maßnahmen in Block 5 wird für erforderlich gehalten.

Insgesamt zeigt sich, daß der Strahlenschutz des Personals in der Anlage nicht dem derzeitigen Stand der Praxis in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik entspricht und in einer Reihe von Punkten zur Ausfüllung des Minimierungsgebotes der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) im Sinne der IWRS-Richtlinien verbesserungsbedürftig ist.

Bei den zugrundeliegenden Untersuchungen wurden eine Reihe von speziellen Problempunkten des radiologischen Arbeitsschutzes ermittelt. Zur Behebung dieser Defizite wird die Umsetzung folgender Schwerpunkte für erforderlich gehalten:

1. Die Überarbeitung der bisherigen betrieblichen Strahlenschutzordnung zur Erfüllung der Anforderungen der StrlSchV und einschlägiger Regeln und Richtlinien, ferner die Überarbeitung der Organisation, der Komponenten und der Aufgaben des Strahlenschutzes unter Berücksichtigung eines entsprechenden Qualitätssicherungssystems zur Behebung der derzeit offensichtlich vorliegenden organisatorischen Defizite.

2. Der Einsatz eines geeigneten, direkt ablesbaren Personen-Dosisüberwachungssystems für das beruflich strahlenexponierte Personal der Anlage. Das System muß neben der Dosisüberwachung die Dosiswarnung Zugangüberwachung und elektronische Datenauswertung und -verarbeitung ermöglichen. Die Verbesserung der Strahlenschutzüberwachung von begehbaren Räumen und Bereichen.
3. Die Reduktion der Strahlenexposition durch erhöhte Mechanisierung und den Einsatz von Fernbedienungstechniken insbesondere bei den Arbeiten am gesamten Primärkreis einschließlich Reaktordruckbehälter, Druckhalter und Dampferzeuger sowie in der Dampferzeugerbox. In diesem Rahmen sind auch die bereits vom Betreiber identifizierten weiteren Detailmaßnahmen zur Reduktion der Strahlenexposition umzusetzen.
4. Die baulichen Veränderungen wie Verlegung der Treppe am Schleusenpodest (Raum G202A) in einen Bereich mit niedriger Ortsdosisleistung und der Umbau der Türen bzw. die Veränderung der Verriegelungen an Schleuse und Notschleuse.
5. Der Einsatz von qualitativ hochwertigem Atemschutz.

Literatur zu Kapitel 7

- /1/ Stellungnahme von Prof. Nendza, Erdbaulaboratorium Essen
- /2/ Stellungnahme von Prof. Schneider, Universität Stuttgart

8. Auswertung der Betriebserfahrung

8.1 Durchgeführte Arbeiten

Bei den Untersuchungen zur ingenieurtechnischen Beurteilung des Anlagenkonzepts und der sicherheitstechnischen Auslegung von Block 5 wurde auch eine Auswertung der bisher vorliegenden Betriebserfahrung durchgeführt.

Ziel dieser Auswertung ist festzustellen, ob

- die Häufigkeit und Art der aufgetretenen Ereignisse,
- der Ablauf dieser Ereignisse,
- 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,
- Mängel in der Betriebsführung.

Die Meldung und Erfassung von Außergewöhnlichen Ereignissen (AE) von Block 5 erfolgte gemäß der Richtlinie 1/88 des ehemaligen Staatlichen Amtes für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) über meldepflichtige Ereignisse. Die Meldungen an das SAAS wurden mit Erteilung der Genehmigung zur Inbetriebsetzung am 30.12.88 erforderlich. Desweiteren wurden auch Ereignisse unterhalb der Meldegrenze, die hier als unplanmäßige Ereignisse (UE) bezeichnet werden, erfaßt und bewertet. Die Meldungen zu unplanmäßigen Ereignissen erfolgten aufgrund einer Arbeitsrichtlinie des Anlagenerrichters zur Erfassung und Bearbeitung planmäßiger Ereignisse während der Inbetriebsetzung von Block 5 (Anlage 8 zur Inbetriebsetzung und Anlagenordnung (IAO) Nord III/IV vom 10.11.88).

Die Bewertung stützt sich auf 365 Ereignisse, die bis zum 30.09.90 gemeldet wurden. Davon sind 164 Ereignisse (UE) unterhalb der Meldegrenze, 189 Ereignisse (AE-3)

von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung und 12 (AE-2) von höherer sicherheitstechnischer Bedeutung.

Ereignisse der höchsten Stufe (AE-1) wurden nicht gemeldet.

Während des bisherigen Probetriebes war der Reaktor 2693 h (112 d) mit einer Leistung bis maximal 55% der Nennleistung kritisch und davon insgesamt 66 Tage mit dem Netz synchronisiert.

Als wesentliche Anlagenbelastung wurden 20 Reaktorschnellabschaltungen beobachtet. Außerdem traten drei Kalteinspeisungen mit nennenswerten Mengen in den Primärkreislauf auf, sowie drei weitere Einspeisungen mit sehr geringen Mengen. Im Sekundärkreislauf kam es über die Notspeisewasserstutzen in zwei Dampferzeugern zu vier und in zwei weiteren Dampferzeugern zu zwei Kalteinspeisungen. Sie wurden durch Fehlanregungen ausgelöst.

Bei der Bearbeitung der aufgetretenen Ereignisse wurden diese zur Systematisierung in Ereignisklassen eingeteilt. Bei Ereignissen, bei denen verfahrenstechnische Einrichtungen betroffen waren, wurde zwischen Störungen im Steuerungs- und Schutzsystem des Reaktors, Störungen im Primärkreislauf, Ausfällen und Störungen im Notkühlsystem, Ausfällen im Speisewassersystem, Leckagen im Primär- und Sekundärkreislauf und Störungen an der Druckabsicherung von Druckhalter und Dampferzeugern unterschieden. Bei Ereignissen, bei denen elektro- und leittechnische Einrichtungen betroffen waren, wurde zwischen Störungen an den Notstromdieseln, Ausfällen der Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher und Ausfällen in der Leittechnik unterschieden. Ereignisse, bei denen organisatorische Mängel zu erkennen waren, wurden aufgeteilt in Vertetzungen der Betriebsanweisungen "Grenzen und Bedingungen des sicheren Betriebes" und Störungen aufgrund unzureichender Anlagendokumentation. Die von dieser Klassifizierung nicht erfaßten sicherheitstechnisch relevanten Ereignisse wurden zu einer eigenen Klasse zusammengefaßt.

Bei den aufgetretenen Störungen ist zwischen den typischen Inbetriebsetzungsstörungen und charakteristischen Ausfällen und Systemschwächen der Technik des Blocks 5 zu unterscheiden.

Die bei der Analyse der Einzelereignisse (siehe Fachband) identifizierten Schwachstellen führen zu folgenden wesentlichen Forderungen nach Ertüchtigungsmaßnahmen, deren Realisierung für die Erlangung der Genehmigungsfähigkeit notwendig ist.

8.2 Erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen

8.2.1 Maschinenteknik

1. Entwicklung und Anwendung geeigneter Werkstoffprüfverfahren zur Qualitätssicherung eingebauter passiver maschinentechnischer Komponenten.
2. Nachweis, daß der Sekundärkreislauf ausreichend gegen Eindringen von Seewasser gesichert ist (vor allem im Bereich der Abfahrkondensatoren).
3. Erhöhung der Zuverlässigkeit und ggf. Austausch aller Komponenten der Frischdampfabblesestationen (BRU-A) und Umleitstationen, der zur Druckabsicherung der Dampferzeuger wichtigen Ventile sowie der Armaturen im Speisewasser- und Kondensatsystem.
4. Entkopplung der gesamten Stickstoffversorgung mittels Rückschlagklappen und Überwachung durch Differenzdruck-Messungen.
5. Verriegelung der Kransteuerung so, daß Kollisionen mit Anlagenteilen durch Fehlfahren verhindert werden.
6. Ausführung und Installation der Berstmembrane im Abblasebehälter so, daß das Ansprechen nur nach Erreichen des Ansprechdrucks gewährleistet ist.
7. Ausrüstung des Dieselstartluftsystems mit Einrichtungen zur Lufttrocknung bzw. zur Entwässerung von Druckluftbehältern und Rohrleitungen; Ausführung der Druckluftbehälter und -rohrleitungen in korrosionsfestem Stahl.
8. Sicherstellung der Leichtgängigkeit des Betätigungsgestänges der Diesel-Einspritzanlage des Notstromdiesels.

9. Grundlegende Revision der HUP und deren Ölkreisläufe zur Beseitigung von Öl-leckagen.
10. Überprüfung der Stiftschrauben der HUP bei Dichtungswechsel (Werkstoffprüfung) sowie der Lageranschlüsse und Drosseln, gegebenenfalls Ersatz durch neue Konstruktion.

8.2.2 Leittechnik

Das leittechnische Konzept ist zu überarbeiten und mit eignungsgeprüfter, fehlertoleranter Technik aufzubauen. Dabei ist auch die Prüfbarkeit und die automatische Ausfallüberwachung zu verbessern. Das Einzelfehlerkonzept ist dabei zu berücksichtigen. Das leittechnische Konzept hat die Meß-, Regel- und Steuerungstechnik, die Begrenzungs- und Schutzeinrichtungen sowie das Meldekonzept zu umfassen. Im einzelnen muß u. a. realisiert bzw. durchgeführt werden:

1. Überprüfung der Auslösekriterien für den Reaktorschutz auf Vollständigkeit.
2. Einsatz einer störfallfesten Meßtechnik.
3. Automatischer Vergleich der Meßwerte mehrkanaliger Messungen und automatische Meldung bei unzulässigen Abweichungen, Vermeidung unterschiedlicher Signalzustände in Warte und Verriegelungslogik.
4. Verbesserung der Signalisation auf der Warte bei Störfällen und bei Fehlstellungen von Armaturen in Sicherheitssystemen (Überwachung der Bereitschaftsstellung).
5. Austausch aller in sicherheitstechnisch wichtigen Schaltungen eingesetzter Relais gegen eignungsgeprüfte Leittechnik.
6. Nachweis der Zuverlässigkeit von elektrischen Kontaktverbindungen, z. B. SUS-Antriebe.

7. Verbesserung der Rechnerzuverlässigkeit zur Protokollierung der wesentlichen Systemparameter im Verlauf von Störungen, ggf. Austausch der vorhandenen Rechner.
8. Überprüfung des Konzeptes der Stromversorgung von sicherheitsrelevanten Messungen und Verriegelungen einschließlich ihrer elektrischen Schutzeinrichtungen auf der Basis einer Ausfalleffektanalyse, um den Ausfall von Schutzaktionen oder die Auslösung nicht eindeutig sicherheitsgerichteter Schutzaktionen zu verhindern und sonstige Fehlauslösungen zu vermeiden, z. B. Entmaschung der Sicherheitssysteme.
9. Einsatz von automatisierten Prüfschaltungen.
10. Verbot der Überbrückung von Sicherungsautomaten zur Durchführung von Prüfungen; Änderung des leittechnischen Konzeptes so, daß Prüfschaltungen ohne Änderung der Verdrahtung möglich sind.
11. Ersatz für die Handüberbrückung des Kriteriums "Schnellschluß letzter Turbosatz" beim Anfahren durch eine automatische Steuerung.
12. Verbesserung der Ansteuerung von Armaturenantrieben.
13. Einsatz von Funktionsgruppensteuerungen zur Vermeidung von Fehlsteuerungen (z. B. Speisewasserversorgung, Kondensatförderung, HUP).
14. Überarbeitung der Dieselsteuerung so, daß in allen Betriebszuständen (auch bei Fehlbedienung) Schäden durch Überlastungen verhindert werden.
15. Automatisierung des Neutronenflußmeßsystems zur Vermeidung von Bedienfehlern.
16. Festlegung der Grenzwertanpassung für die Reaktorleistungsmessung.
17. Steuerung der Wartenlüftung, so daß Einzelfehler keinen unzulässigen Betriebszustand bewirken (Verbesserung der Signalisation zur Wartenüberwachung).

18. Zuverlässige Überwachung des Betriebszustands der HUP durch geeignete Kriterien, z. B. Drehzahl.
19. Zuverlässige Überwachung sicherheitstechnisch wichtiger Füllstände, z. B. Druckhalter, Dampferzeuger, Flutbehälter.
20. Automatische Überwachung der Sumpfe im Apparatehaus mit Signalisation in der Warte (Gefahrenmeldeanlage).
21. Verbesserung der Leckerkennung.
22. Verbesserung der Qualität der Messungen der Borsäurekonzentration.

8.2.3 Eigenbedarfsversorgung

1. Auslegung des EB-Netzes und der elektrischen Schutzeinrichtung so, daß Fehler im Bereich der Transformatoren, Schaltanlagen, Verteilungsnetze und Verbraucher erfaßt und sicher abgeschaltet werden können.
2. Nachvollziehbare Berechnung der maximalen und minimalen Kurzschlußströme und Ermittlung der minimalen Spannungsgrenzwerte für alle Verbraucher.
3. Diodenentkoppelte Doppeleinspeisung auf der Gleichstromseite für die sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher, Einsatz von 2 Batterien pro Strang.
4. Nachweis der ausreichenden Zuverlässigkeit der Einrichtungen zur unterbrechungsfreien Stromversorgung, Trennung der Funktionen zum Laden der Batteriesätze und zur Versorgung der sicheren Hauptverteilungen.
5. Eignungsnachweis für alle Schaltanlagen sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher aller Spannungsebenen bzw. Austausch der Schaltanlagen gegen eignungsgeprüfte.
6. Eignungsnachweis für die im Eigenbedarfsnetz verlegten Kabel.

8.2.4 Baulich-technische Ausführung

1. Prüfung der Brandgefährdung auf der 14,7 m -Bühne und ggf. deren Beseitigung.
2. Sicherstellung und Nachweis einer ausreichenden Trennung der Blöcke 5 und 6 so, daß unzulässige gegenseitige Beeinflussungen (z. B. über Sümpfe oder das gemeinsame Spezialgebäude) vermieden werden.
3. Nachweis der sicheren Trennung des Überlaufs von Gebäude- und Leckwassersümpfen.

8.2.5 Betriebsorganisation, Betriebsvorschriften und Qualitätssicherungswesen

1. Anpassung der Anlagendokumentation an den tatsächlichen Anlagenaufbau.
2. Einrichtung eines zuverlässigen, zentralen Änderungsdienstes der Anlagendokumentation.
3. Erarbeitung eines Betriebshandbuches, das den Anforderungen der Betriebshandbücher für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland entspricht.
4. Nachweis ausreichender Qualifikation des Personals.
5. Verbesserung des Arbeitsauftrags- und Freischaltkonzeptes zur besseren Koordination der Arbeiten zwischen Schicht, Strahlenschutz, Brandschutz, Instandhaltung und Fachabteilungen.
6. Eindeutige Kompetenzfestlegung zwischen Errichter und Kraftwerkspersonal.
7. Erstellung eines Revisionskonzeptes zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit.
8. Festlegung von Armaturen- und Schaltersollstellungen für die verschiedenen Betriebszustände, gegebenenfalls Anpassung der technischen Ausführung.

9. Intensivierung der Qualitätssicherung von der Herstellung der Komponenten bis zu ihrem Einbau, Nachweis der ausreichenden Funktion und der erforderlichen Qualität für alle sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten und Bauteile.
10. Umfassende Prüfung des Zusammenspiels der Systeme in der nichtnuklearen Inbetriebsetzungsphase, sicheres Entfernen von Inbetriebsetzungsprovisorien.
11. Überarbeitung des Konzeptes der Speisewasserregelung von den ND-Vorwärmern bis zu den Dampferzeugern, erfolgreicher Abschluß der Systemerprobung des Speisewassersystems vor Wiederinbetriebnahme des Reaktors.
12. Regelmäßige Überprüfung von Meßstellen in ausreichend kurzen Abständen, sowie regelmäßige Kontrolle der Gullysümpfe durch Begehung.
13. Kranfahrverbot bei Leistungsbetrieb.
14. Überarbeitung der Arbeitsweise des Labors (Analysevorschriften, Organisation).

8.3 Zusammenfassende Beurteilung

Die spezifischen Schwächen der Ausrüstung decken sich mit den Betriebserfahrungen der Blöcke 1-4.

Zusätzlich traten in Block 5 Probleme im Bereich der Leistungsschalter auf, die aus den Blöcken 1-4 nicht bekannt sind.

Die Schäden der Ausrüstung sind neben herstellungsbedingten Komponentenschwächen wesentlich auf die lange Bauzeit und Inbetriebsetzungsphase zurückzuführen. Diesen mit zusätzlichem Prüf- und Wartungsaufwand zu begegnen erscheint wenig erfolgversprechend. Darüber hinaus besteht bei dieser Strategie die Gefahr, die dann in Betrieb befindliche Anlage sicherheitstechnisch negativ zu beeinflussen. Ein Hinweis dafür ist ein Ereignis vom 21.04.90, bei dem infolge von Reinigungsarbeiten an den Kontakten in den Relaisfeldern die Schnellschlußarmaturen angeregt und unbeabsichtigt zugefahren wurden.

Zusammenfassend weisen die Betriebserfahrungen im gegenwärtigen Zustand der Anlage auf erhebliche Auslegungsschwächen und erhebliche Schwächen bei der Ausführung von Systemen und Komponenten hin. Die Betriebserfahrung liefert bisher keine Hinweise darauf, daß prinzipiell nicht behebbare Schwachstellen vorhanden sind. Um die erkannten Schwachstellen zu beseitigen, sind umfangreiche Maßnahmen erforderlich, die Voraussetzung für die Genehmigungsfähigkeit sind.

9. Zusammenfassung

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) wurden für das Kernkraftwerk Greifswald, Block 5, Sicherheitsuntersuchungen vorgenommen. Hierzu wurden die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage beurteilt und die aus der Inbetriebsetzung der Anlage vorliegende Erfahrung ausgewertet. Es wurde geprüft, wieweit die in der Bundesrepublik Deutschland gültigen sicherheitstechnischen Regeln und Richtlinien von der Anlage eingehalten werden. Werden gültige Regeln und Richtlinien nicht erfüllt, so wurde untersucht,

- ob durch die Abweichungen ein Sicherheitsdefizit entsteht,
- welche Maßnahmen zum Ausgleich bzw. zur Beseitigung von Sicherheitsdefiziten möglich sind.

Die reaktorphysikalische und wärmetechnische Auslegung der weiterentwickelten Reaktorbaulinie WWER-440/W-213 entspricht weitgehend der Auslegung der älteren Baulinie WWER-440/W-230. Dabei besitzen die Kernkraftwerke des Typs WWER-440 unabhängig von den unterschiedlichen Auslegungsmerkmalen beider Baulinien sicherheitstechnische Eigenschaften, die im Vergleich zu modernen Druckwasserreaktoren positiv zu werten sind:

- geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns,
- großer Wasserinhalt des Reaktorkühlkreislaufs und der Sekundärseite der Dampferzeuger,
- Absperrbarkeit der Hauptumwälzleitungen.

Im Vergleich zu den Blöcken 1-4 (W-230) ist Block 5 (W-213) des Kernkraftwerks Greifswald mit erheblich verbesserten sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgerüstet. So verfügen die Sicherheitssysteme in Block 5 über höhere Kapazitäten und sind größtenteils redundant als 3 x 100%-Systeme ausgelegt. Sie sind weitgehend getrennt von Betriebssystemen ausgeführt.

Block 5 besitzt, wie andere Anlagen der Baulinie W-213, ein Not- und Nachkühlsystem, für dessen Auslegung das gesamte Spektrum möglicher Leckstörfälle bis hin zum doppelendigen Abriß einer Hauptumwälzleitung zugrundegelegt wurde.

Die Anlagen der Baulinie W-213 besitzen ein Druckraumsystem mit einer Naßkondensationsanlage zum Druckabbau bei Kühlmittelverluststörfällen. Auch dieses System ist gegen den doppelendigen Abriß einer Hauptumwälzleitung ausgelegt.

Andererseits sind Mängel, die sich bei den Blöcken 1-4 (W-230) zeigten, auch bei Block 5 (W-213) nicht behoben. Das betrifft insbesondere

- die räumliche konzentrierte Verlegung aller Frischdampf- und Speisewasserleitungen über eine Bühne im Maschinenhaus (14,7 m-Bühne),
- die direkte Kühlung der Wärmetauscher des Not- und Nachkühlsystems und anderer sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher mit Seewasser,
- unzureichende Brandschutzmaßnahmen,
- keine Berücksichtigung von Belastungen aus äußeren Einwirkungen, wie Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen,
- ungünstige Anordnung der Turbinen gegenüber dem Reaktorgebäude (mögliche Folgeschäden bei Turbinenversagen).

Darüber hinaus wurden bei der detaillierten Untersuchung der verschiedenen Anlagenbereiche zahlreiche Defizite festgestellt. In den meisten Fällen wurden Ertüchtigungsmaßnahmen vorgeschlagen, mit denen die bestehenden Defizite beseitigt werden können. In einigen Fällen sind weitere Untersuchungen erforderlich, bevor entschieden werden kann, welche Ertüchtigungsmaßnahmen notwendig bzw. möglich sind. Es werden jedoch auch nach Ertüchtigung der Anlage Abweichungen von den Forderungen der sicherheitstechnischen Regeln und Richtlinien bestehen bleiben.

Die Anlage besitzt keinen Sicherheitseinschluß im Sinne der BMI-Sicherheitskriterien, da das Druckraumsystem nicht von einer weiteren Hülle umgeben ist. Es besteht deshalb keine Möglichkeit zur vollständigen und kontrollierten Leckageabsaugung. Trotz Abweichungen von gültigen sicherheitstechnischen Richtlinien können nach den bisher vorgenommenen Abschätzungen bei Auslegungsstörfällen zu radiologischen Auswirkungen die Störfallplanungswerte nach § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

Belastungen aus einem Flugzeugabsturz können von den baulichen Strukturen nicht aufgenommen werden, ein vollständiger baulicher Schutz ist kaum zu realisieren.

Nach geltenden Richtlinien sind Kernkraftwerke gegen Flugzeugabsturz durch bauliche Maßnahmen zur Risikominderung zu schützen. Im Sinne der Störfall-Leitlinien ist der Flugzeugabsturz jedoch kein Auslegungsstörfall. Es ist zu prüfen, ob am Standort von Block 5 die Erfüllung der in den RSK-Leitlinien festgelegten Anforderungen zur Risikominimierung unabdingbar ist und ob gegebenenfalls durch administrative Maßnahmen das Risiko ausreichend vermindert werden kann.

Bei der Beurteilung der druckführenden Komponenten wurden keine Mängel festgestellt, die grundsätzlich nicht behebbar sind. Für eine abschließende Bewertung der Komponenten ist die beim Hersteller verbliebene Qualitätsdokumentation ergänzend zu prüfen.

Obwohl die Wirksamkeit der Notkühlung bisher nur punktuell analysiert werden konnte, erscheinen nach ingenieurtechnischer Beurteilung die Notkühlsysteme ausreichend ausgelegt. Zur Wirksamkeit des Druckraumsystems mit Naßkondensation wurden Rechnungen durchgeführt. Die in diesen Rechnungen verwendeten Modelle für die Druckabbauprozesse sind experimentell noch zu überprüfen.

Die aus den bisherigen Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen, sowie die für weitere Prüfungen erforderlichen Unterlagen und Analysen, sind vollständig im Anhang A.3 zusammengestellt. Wichtige Ertüchtigungsmaßnahmen sind:

- Austausch der Leittechnik und Neugestaltung der Warten
- Ertüchtigung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung (Schaltanlagen, unterbrechungslose Stromversorgung u. a.)
- Aufbau eines autarken Notstandssystems bestehend aus Dampferzeugernotspeisewassersystem, Zusatzboriersystem zur diversitären Reaktorabschaltung, Reaktorschutzsystem und Notstandswarte
- Aufbau eines redundanten nuklearen Zwischenkühlsystems für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen
- Schutz der Rohrleitungen und Ausrüstungen des Frischdampf- und Speisewassersystems auf der 14,7 m-Bühne im Maschinenhaus gegen übergreifende Einwirkungen (Schutz gegen Folgeausfälle, Brand, Turbinenzerknall)
- Ertüchtigung der Druckabsicherungseinrichtungen für Primär- und Sekundärkreis

- Neutrassierung der kleinen Rohrleitungen im Druckraumsystem.

Bei der Planung und Vorbereitung der einzelnen Maßnahmen ist im Detail zu prüfen, ob die Maßnahmen mit sicherheitstechnischen Beeinträchtigungen für die Gesamtanlage verbunden sein können.

Werden die vorgeschlagenen Ertüchtigungsmaßnahmen verwirklicht, sind nach dem Stand der bisherigen Untersuchungen keine konzeptentscheidenden Mängel erkennbar, die aus technischer Sicht die Inbetriebnahme und den Leistungsbetrieb der Anlage grundsätzlich in Frage stellen. Für eine endgültige Beurteilung sind noch weitere Analysen und Nachweise erforderlich. Dies betrifft insbesondere werkstofftechnische Untersuchungen und Störfallanalysen für Auslegungsstörfälle.

Zur weiteren Begutachtung der Anlage sollten die bisherigen Arbeiten durch eine ausführliche Sicherheitsanalyse vertieft werden, in der auch probabilistische Methoden verwendet werden. Für diese Arbeiten sollten nicht nur die Betriebserfahrungen aus der Inbetriebsetzung von Block 5, sondern ebenso die aus anderen Anlagen der Baulinie W-213 ausgewertet werden. Mit einer solchen Analyse kann auch quantitativ eine ausreichende Systemzuverlässigkeit und die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung überprüft werden.

10. Stellungnahme des Ministeriums für Atomenergieindustrie der UdSSR zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 5

10.1 Einführung

Zur Sicherheitsbeurteilung des KKW Greifswald, Block 5 wurde von sowjetischer Seite eine fachliche Stellungnahme erarbeitet. Diese Stellungnahme wurde in einer gemeinsamen deutsch-sowjetischen Projektbesprechung am 4./5. Juni 1991 in Moskau abschließend beraten. Zur Klärung von Fragen im Zusammenhang noch notwendiger Unterlagen und erforderlicher Analysen sind weitere gemeinsame Arbeitstreffen vereinbart worden.

An der Ausarbeitung der Stellungnahme nahmen die Organisationen des Ministeriums für Atomenergieindustrie der Sowjetunion teil, u.a.:

- das Kurtschatow-Institut für Atomenergie, als wissenschaftlicher Leiter
- das Konstruktionsbüro OKB Gidropress, als Hauptkonstrukteur der Reaktoranlage
- das Institut Energoprojekt Moskau, als Projektant des KKW Greifswald, Block 5

Die Stellungnahme enthält die Standpunkte des wissenschaftlichen Leiters, des Hauptkonstruktors und des Generalprojektanten des KKW Greifswald zu Fragen, die sich auf Konzeption, vorgeschlagene Ertüchtigungsmaßnahmen und Schlußfolgerungen des GRS-Berichtes beziehen.

Desweiteren wurden mit der Stellungnahme drei Ausarbeitungen des Kurtschatow-Institutes übergeben. Sie sind in Anhang A.4 des Berichtes enthalten.

Von sowjetischer Seite gibt es zum Haupttext der Sicherheitsbeurteilung (Kap. 1 bis 9) keine Bemerkungen. Einzelne Kommentare, Vorschläge und Ergänzungen zum Anhang A.3 sind in der vorliegenden Stellungnahme enthalten. Bei allen in der sowjetischen Stellungnahme nicht angesprochenen Punkten besteht Übereinstimmung zwischen beiden Seiten. Die Ergebnisse der Beratung vom 4./5. Juni 1991 in Moskau sind in den vorliegenden Bericht "Sicherheitsbeurteilung des KKW Greifswald, Block 5" eingearbeitet worden.

10.2 Stellungnahme des Hauptkonstruktors und des wissenschaftlichen Leiters zu Anhang A.3

10.2.1 Stellungnahme zu Ertüchtigungsmaßnahmen

Zu A.3.1.1 (Werkstoffe)

Zu 1. Der Werkstoff des Reaktordruckgefäßes gewährleistet die auslegungsgemäße Lebensdauer unter den Bedingungen, daß das Wasser in den Druckspeichern und Vorratsbehältern des Notkühlsystems auf eine Temperatur von 55 °C erwärmt ist. Zur Verringerung des Neutronenflusses auf die Reaktordruckgefäßwandung sind folgende Wege möglich:

- Einsatz von Abschirmkassetten
- Auswahl der Kernbrennstoffbeladung mit einem geringen Neutronenabfluß (Durchführung zusätzlicher neutronenphysikalischer Berechnungen erforderlich)

Zu 2. Das Leckortungssystem ALÜS der Firma Siemens ist einzubauen oder ein entsprechendes von der SU bis 1993 entwickeltes System zu nutzen.

Zu 6. Es gibt alternative Lösungen, die vom Komponentenhersteller unter Hinzuziehung der Kontrollbehörde erarbeitet werden.

Zu A.3.1.2 (Verfahrenstechnik)

Zu 4. In Anhang A.3 ist zu präzisieren:

Um die Zuverlässigkeit der Einspeisung aus den Druckspeichern zu erhöhen, sollte eine Veränderung der vorhandenen Schaltung Druckspeicher-Reaktor unter Berücksichtigung des Versagens der Druckspeicherverschlußkugel und eines fehlerhaften Schließens einer der beiden Absperrarmaturen geprüft werden.

Zu 15. Die Formulierung im GRS-Bericht ist sinngemäß durch den sowjetischen Text zu ergänzen und lautet: "Die Ansteuerung der Dampferzeuger-Sicherheitsventile ist redundant aufzubauen, wobei die Funktionen sicheres

Öffnen und anschließendes zuverlässiges Schließen nachzuweisen sind (einschließlich Wahrscheinlichkeitsanalysen)".

Zu A.3.1.4 (Leittechnik)

- Zu 1. Der Einführung dieser zusätzlichen Reaktorschnellabschaltkriterien wird zugestimmt. Dabei wird jedoch auf folgendes hingewiesen:
- Die leittechnische Ausrüstung für die Einführung des DNB-Abschaltkriteriums wird von der deutschen Seite bereitgestellt;
 - Das Abschaltkriterium "Druckhalterfüllstand hoch" ist als logisches "UND" mit dem Kriterium "Druck im Primärkreis niedrig" zu verknüpfen.
- Zu 2. Das RESA-Signal "Druckhalterfüllstand hoch in Verbindung mit Primärkreisdruck niedrig" erfüllt die Forderung (gemäß der sowjetischen Stellungnahme zu Punkt 1) nach einer diversitären RESA-Anregung für den Störfall "Offenbleiben von DH-Sicherheitsventilen".
- Zu 5. Für Reaktoren des Typs W-213 ist der Austausch des Neutronenflußmeßsystems AKNP-2 gegen AKNP-7 vorgesehen. Die Forderung zur Automatisierung der Neutronenflußmessung ist dann gewährleistet (mit Ausnahme der automatischen Verstellung der Einstellmarke Neutronenfluß > 110 % der zulässigen Reaktorleistung).
- Zu 6. Die Einführung eines Reaktorschnellabschaltkriteriums "Abfallen des Füllstandes unterhalb des Nennwertes um $L = 400$ mm" in nur einem Dampferzeuger ist nicht zweckmäßig. Die ausreichende Wasserreserve im Dampferzeuger ist bei der Realisierung der Logik 2 aus 6 durch Rechnungen für Auslegungsstörfälle nachgewiesen. Bei Realisierung dieses Füllstandskriteriums ($L = 400$ mm) in der Logik 1 von 6 Dampferzeugern können Fehlauflösungen infolge von Reglerfehlern und Meßfehlern in der Elektronik auftreten.
- Zu 8.1 Es wird die Einführung eines Reaktorschnellabschaltkriteriums "Aktivitätserhöhung im Frischdampfsystem" vorgeschlagen, welches u.a. auch beim Heizrohrabriß wirksam ist (Punkt 1. aus A.3.1.4.).

- Zu 9. Die sowjetische Seite stellt beim nächsten Arbeitstreffen eine Liste von Störfällen vor, bei denen Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung in den ersten 30 Minuten nach dem Ausgangsereignis erforderlich sind.
- Zu 12. Zum Dampferzeuger und zum Reaktor gibt es keine Einwände, wenn diese Forderung nicht auf die Impulsrohre aus dem Reaktormeßstutzen ausgelehnt wird (ein zusätzlicher Reaktormeßstutzen kann nicht angebracht werden).

10.2.2 Stellungnahme zu Analysen und Nachweisen

Zu A 3.2.1 (Werkstoffe)

- Zu 2. Die sowjetische Seite ist bereit, die deutsche Seite bei der Beschaffung zusätzlicher Herstellerdokumentation zu unterstützen. Dazu werden von sowjetischer Seite Briefe an die Hersteller der Anlagen verfaßt.
- Zu 3. Die Ultraschallbasisprüfung für den Reaktordruckbehälter und die Stutzen-nennweite 250 wurden vom Projektanten während der Inbetriebsetzungsarbeiten gefordert.
- Zu 4. Es gibt eine Analyse zur Belastung der Stutzenanschlüsse aus einer Schiefstellung des Reaktordruckbehälters von ca. 4 mm. Die sowjetischen Fachleute wurden um Übergabe der Festigkeitsberechnungen für Reaktorkomponenten des KKW Greifswald, Block 5, in der Form: Komponente, Rechnung, Datum der Rechnung gebeten. Die sowjetischen Fachleute teilen bis 30.06.91 die Möglichkeit und die Termine für die Übergabe der gewünschten Zusammenstellung mit.
- Zu 13. Untersuchungen zu kalten Zungen gibt es außer im KKW Loviisa auch im KKW Kola für Reaktoren des Typs W-213. Zur thermischen Schockbelastung des Reaktordruckgefäßes (Kaltwasserstrahlen) wurden die Rechnungen zur Sprödbbruchfestigkeit vollständig gemäß der sowjetischen Normen durchgeführt. Beide Seiten verabredeten, die Diskussion zur Verifizierung der Berechnungsmethoden innerhalb des auf dem Seminar im März 1991 in Berlin vereinbarten Arbeitsprogramms fortzusetzen.

Zu A.3.2.2 (Verfahrenstechnik)

- Zu 3. Die Queraustauschbohrungen in den Brennelementen befinden sich unter und oberhalb der Brennstabbereiche. Sie dienen zum Abbau der Druckdifferenzen bei Kühlmittelverluststörfällen und damit zur Entlastung der Brennelemente. Sie haben keinen Einfluß auf die Quervermischung zwischen den Brennstäben. Deshalb werden dieselben Unterkanalfaktoren K_q und $K_{\Delta H}$ wie für Brennelemente ohne Queraustauschbohrungen angenommen. Der wissenschaftliche Leiter (Kurtschatow-Institut) übergibt der BRD im Juni 1991 einen Bericht zur Begründung der Unterkanalfaktoren für die Enthalpieerhöhung $K_{\Delta H}$ und die Wärmestromdichte K_q .
- Zu 4. Eine Erläuterung ist in Anhang A.4 enthalten.
- Zu 6. Die ausreichende Auslegung der Notkühlsysteme ist mit Rechnungen für die Auslegungsstörfälle nachgewiesen.
- Zu 7. Die Aktivitätsgrenzwerte des Primärkreiswassers sind im Katalog für Brennelementausrüstungen des WWER-440 gemäß dem sowjetischen Standard enthalten. Der Zusammenhang zwischen Schädigungsgrad von Brennstäben und Aktivität des primären Kühlmittels soll auf einem nächsten Arbeitstreffen behandelt werden.
- Zu 10. Die Berechnung des Störfalles Heizrohrabriß im Dampferzeuger ist ohne Berücksichtigung des Notstromfalles erfolgt. Dabei sind zur Beherrschung des Störfalles Personalhandlungen erforderlich (Lokalisierung und Absperrung des Lecks).
- Zu 11. Zur Zeit der Projektbearbeitung wurde der Störfall "primärseitiger Kollektorabriß" nicht als Auslegungsstörfall behandelt. Gemäß der heute gültigen Regeln muß dieser Störfall wie auch andere auslegungsüberschreitende Störfälle analysiert werden. Das erfordert ggf. die Ableitung und Festlegung spezieller technischer und organisatorischer Maßnahmen zur Risikominderung.
- Zu 12. und 13.
Die sowjetische Seite ist überzeugt von der Nützlichkeit solcher Störfallanaly-

sen, macht aber darauf aufmerksam, daß derzeit keine instationären dreidimensionalen Rechenprogramme für Auslegungsrechnungen zur Verfügung stehen. Die vorhandenen Programme sind nicht ausreichend verifiziert.

Zu 14. Bezüglich des Variierens von Lage und Größe von Lecks in einer Frischdampfleitung liegen dem Projekt folgende Rechnungen zugrunde:

- Dampfsammlerleck innerhalb des Druckraumsystems
- Dampfsammlerleck außerhalb des Druckraumsystems
- Leck im Frischdampfsammler
- Öffnen mit anschließendem Nichtschließen der Dampferzeugersicherheitsventile oder der BRU-A.

In den angeführten Berechnungen wird die Reaktoreintrittstemperatur ermittelt und die Wirksamkeit der vorhanden Verriegelungen und Automaten nachgewiesen.

Zu 6., 9., 14. und 18.

Es ist die Durchführung eines gemeinsamen Seminars zu Störfallanalysen vorgesehen. Zur Vorbereitung dieses Seminars bittet die deutsche Seite um rechtzeitige Übergabe der aktuellen thermohydraulischen Berechnungen des Hauptkonstruktors.

Zu A.3.2.4 (Leittechnik)

Zu 1. Im Projekt ist ein Einstellwert für den Störfall Frischdampfsammlerbruch zwischen 20 und 100 kPa/s vorgesehen.

Präzisierende Berechnungen zeigen die Zweckmäßigkeit, die Einstellung im Bereich zwischen 40 und 50 kPa/s vorzunehmen. Zusätzliche Untersuchungen sind nicht erforderlich. Die Rechnungen werden auf einem der nächsten Seminare vorgestellt.

10.2.3 Stellungnahme zur Dokumentation

Zu A.3.3.1 (Werkstoffe)

Zu 1., 3. und 4.

Die Fachleute der GRS schlagen die Durchführung eines trilateralen Seminars - BRD, Frankreich, UdSSR - zur Begründung der Lebensdauer von Komponenten von KKW mit WWER-440/W-213 zur Erörterung folgender Fragen vor:

- Aufstellung und Kenndaten von Belastungen für Festigkeitsrechnungen, Normen zur Begründung der Festigkeit, Berücksichtigung von Betriebsdaten;
- Berücksichtigung und Analyse der Materialermüdung, einschließlich der Methoden zur Berechnung des Spannungszustandes;
- Methoden der Komponentenüberwachung während des Betriebes, einschließlich der Restlebensdauerüberwachung;
- Fragen zur Begründung der Erdbebenfestigkeit.

Die Durchführung des Seminars wird für Oktober/November 1991 in der BRD vorgesehen.

Zu 2. Die sowjetische Seite kann einen solchen Statusbericht erarbeiten. Die Termine und Bedingungen für die Übergabe des Berichtes werden von Atomenergoexport bestimmt.

Zu 5. und 6.

Die gewünschte Information kann vom Herstellerwerk unter Beteiligung des Hauptkonstruktors gegeben werden. Die deutsche Seite muß sich zu diesem Zweck an "Sarubeschatomenergostreu" wenden.

Zu 9. Es gibt die Möglichkeit der Kontrolle aller Dampferzeugerheizrohre von innen, d.h. von der Seite des Primärkreises unter Nutzung der Wirbelstromkontrollleinrichtung "System Interkontrol". In der Sowjetunion befindet sich derzeit diese Werkstoffprüfeinrichtung in der Erprobungsphase an den Dampfer-

zeugern des WWER-1000 und kann auch für die Dampferzeuger WWER-440/W-213 angewendet werden.

Allgemeine Anmerkungen zu A.3.3.1 - Werkstoffe

- Die GRS-Fachleute sind an der Durchführung gemeinsamer Arbeiten zum Vergleich in der Praxis angewendeter Festigkeitsrechnungen auf der Grundlage von KTA, ASME, sowjetischer und französischer Normen interessiert. Die deutschen Fachleute übergeben OKB Gidropress KTA- und französische Festigkeitsberechnungsnormen für Ausrüstungskomponenten von Reaktoranlagen. Die GRS-Fachleute baten um Übergabe der vom OKB Gidropress angefertigten Kommentare für sowjetische Normen und den ASME-Code. Die sowjetischen Fachleute sind mit dieser Übergabe im Rahmen einer abzuschließenden Vereinbarung einverstanden.
- Die GRS-Fachleute baten am Beispiel des KKW Stendal, die Berechnungsmethoden für Ausschlagsicherungen und Stützkonstruktionen zur Aufnahme der Lasten bei Rohrbrüchen darzustellen und zu erläutern. Die sowjetischen Fachleute erklärten sich im Rahmen einer abzuschließenden Vereinbarung dazu bereit.

10.3 Stellungnahme des Generalprojektanten zu Anhang A.3

10.3.1 Stellungnahme zu Ertüchtigungsmaßnahmen

Zu A.3.1.1 (Werkstoffe)

Zu 8. Die Projektdokumentation zur Anbringung der Harzfänger wurden dem Besteller des KKW zur Realisierung übergeben.

Zum Punkt A.3.1.2 (Verfahrenstechnik)

Zu 1. und 7.

Es bestehen keine grundsätzlichen Meinungsverschiedenheiten. Die möglichen technischen Lösungen sollten auf Seminaren erörtert werden.

- Zu 1. Es wird bezweifelt, daß ein schnelles Boreinspeisesystem mit aktiven Elementen eine gleichwertige Lösung zum mechanischen Reaktorschnellabschaltssystem bezüglich Wirksamkeit und Schnelligkeit für ATWS-Störfälle darstellt. Die Eigenständigkeit dieses aktiven Systems erfordert die Einführung mindestens einer redundanten zuverlässigen elektrischen Einspeisung und Steuerung. Weiterhin bestehen Probleme in Verbindung mit der Aufstellung dieser Systeme, dem Schutz vor äußeren und inneren Einwirkungen (z. B. Brand). Deshalb wird in der UdSSR ein schnelles Boreinspeisesystem, beruhend auf passiven Prinzipien zur Verhinderung von ATWS-Störfällen entwickelt.
- Zu 10. Zur Beherrschung von Störfällen mit Heizrohrleckagen sind im Betriebshandbuch administrative Maßnahmen vorgesehen. Dabei wird berücksichtigt, daß die Hauptabsperrschieber nicht vollständig schließen. Deshalb und auch im Hinblick auf den Normalbetrieb wird die Durchführung zusätzlicher automatischer Maßnahmen nicht für zweckmäßig gehalten. Die Forderung nach vollständig automatisierten Maßnahmen ist in Anhang A.3 mit Angabe des Schutzzieles zu präzisieren.
- Zu 12. Es bestehen keine grundsätzlichen Meinungsunterschiede. Vor Realisierung der konkreten Lösung sind zusätzliche Analysen erforderlich.
- Zu 14. Die Sicherheitsventile sind für den Schutz der Wärmetauscher vor Überdruck vorgesehen. Derzeitig werden in der UdSSR technische Maßnahmen zum Überdruckschutz von Wärmetauschern bei Rohrbrüchen entwickelt, z.B. Installation von Berstmembranen zum Schutz des Wärmetauschers des Zwischenkühlkreislaufes für die Hauptumwälzpumpen.
- Zu 20. Die Notstromversorgung für die An- und Abfahrpumpen kann erfolgen, wenn die Ergebnisse der Belastungsaufnahme für die Dieselgeneratoren (Notstrombilanz) das zulassen (siehe Schlußfolgerungen zu den Punkten 9. und 10. im Abschnitt A.3.1.3).

Zu 22. Nach Meinung der sowjetischen Seite sind die Arbeiten zur Durchsetzung des Prinzips "Leck vor Bruch" zu beschleunigen und moderne Diagnosesysteme zur Materialüberwachung von Rohrleitungen und Anlagen einzuführen.

Zu 23. Anhang A.3 ist wie folgt zu ändern:

"Es sind zusätzliche Analysen mit dem Ziel erforderlich, die Regelung des Speisewassersystems zu optimieren".

Zu 29. Auslegungsgemäß ist das Öffnen der Gebäudeabschlußarmaturen für die Normalbetriebssysteme nach der automatischen Aufhebung des Öffnungsverbotes dieser Armaturen bei einer Absenkung des Druckes in der Dampferzeugerbox auf Atmosphärendruck vorgesehen. Auf einem weiteren Seminar ist die Erörterung der von der deutschen Seite vorgeschlagenen Ertüchtigungsmaßnahmen fortzusetzen.

Zu 34. Anhang A.3 ist wie folgt zu ändern:

"...mit dem Ziel, den Strahlenschutz für das Personal zu verbessern und die Schleuse zu modernisieren ...".

Zu 35. Anhang A.3 ist wie folgt zu ändern:

"Das Stickstoffsystem ist hinsichtlich einer möglichen Beaufschlagung durch Primärkreismedium zu überprüfen und falls notwendig zu ertüchtigen."

Zu A.3.1.3 (Elektrotechnik)

Zu 9. und 10.

Bei Störfällen ist die Sicherheit des Blockbetriebes durch das dreikanalige Sicherheitssystem, das notstromversorgt ist, gewährleistet. Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Antriebe normaler Betriebssysteme, die für die Funktion der Hauptausrüstungen und für die Verfügbarkeit des Kernkraftwerkes wichtig sind, ist es zweckmäßig eine zusätzliche elektrische Versorgung vorzusehen.

Zu A.3.1.4 (Leittechnik)

Zu 9. Zur Verhinderung von Personalfehlern im Störfallablauf sind Abschaltverbote für die aktiven Komponenten der Sicherheitssysteme vorhanden. Diese Ver-

bote können nur von Meßsignalen aufgehoben werden, die den sicheren Zustand der Reaktoranlage anzeigen. Bei großen Leckstörfällen vom Primär- in den Sekundärkreis sind keine organisatorischen und technischen Maßnahmen für die Einführung befristeter Verbote von Personalhandlungen zur Steuerung der Sicherheitssysteme vorgesehen (siehe Schlußfolgerung zum Punkt 12 des Abschnittes A.3.1.2).

Zu 10. Die technischen Maßnahmen sehen die Realisierung der Vorschläge dieses Punktes vor (siehe Schlußfolgerung Punkt 15 zum Abschnitt A 3.1.2).

Zu 31. und 32.

Die genannten Probleme wurden während der Inbetriebnahme des Blockes 5 diskutiert. Es wurden Vorschläge zur Beseitigung dieser Defizite erarbeitet und Maßnahmen zur Realisierung festgelegt (Installation von Füllstandmeßgebern mit Signalisation auf der Blockwarte).

Anmerkungen zu A.3.1.3 (Elektrotechnik) und A.3.1.4 (Leittechnik)

Beide Seiten stellen fest, daß der Austausch der Leittechnik, die Ertüchtigung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung und die Ausführung der verfahrenstechnischen Maßnahmen die weitere Zusammenarbeit erfordert. Die Zusammenarbeit ist zweckmäßig, insbesondere bei der Verknüpfung der Leittechnik mit der Verfahrenstechnik, der Aufstellung der Ausrüstung unter Berücksichtigung des Einflusses auf die Baukonstruktion und der Abstimmung der Algorithmen für die Betriebsweise der Automaten (Regelkreise, Steuerketten).

Zu A.3.1.5 (Bautechnik)

Zu 3. Nach Angabe des Bestellers beträgt die Seismizität am Standort 4 Punkte nach der MSK-64-Skala, was nach sowjetischen Regeln keine zusätzlichen Maßnahmen erfordert. Die deutsche Seite präzisiert ihren Text hinsichtlich der seismischen Auslegungsbedingungen und übergibt ihn dem Ministerium für Atomenergieindustrie der UdSSR.

Zu 4. und 8.

Analysen des Institutes Atomenergoprojekt zeigen, daß die Gewährleistung der Trennung der Rohrleitungen und Ausrüstungen auf der 14,7-m-Bühne zur

Verhinderung der gegenseitigen Beeinflussung nicht möglich ist, wenn nicht zusätzliche Maßnahmen zur Aufnahme der Störfallbelastungen an der baulichen Konstruktion vorgenommen werden. Vorschläge sind auch in der Schlußfolgerung zum Punkt 22 im Abschnitt A.3.1.2 enthalten.

10.3.2 Stellungnahme zu Analysen und Nachweisen

Zu A.3.2.3 (Elektrotechnik)

Zu 2. Die Antwort wird in Kapitel 10.3.1 in der Stellungnahme zum Punkt 11 des Abschnittes A.3.1.2 gegeben.

Zu 4. und 5.

Auf der Grundlage durchgeführter Berechnungen sind gemeinsam mit dem Besteller des Blockes 5 Maßnahmen festgelegt worden:

- Änderung der Einstellmarken
- Aufstellung zusätzlicher Automaten
- Umverlegung von Kabeln.

10.4 Schlußfolgerungen

Die Position der Fachleute aus der Bundesrepublik zur Auswahl der wichtigsten Ertüchtigungsmaßnahmen für Block 5 des Kernkraftwerkes Greifswald stimmt grundsätzlich mit dem Herangehen und der Meinung der sowjetischen Fachleute überein.

In der vorliegenden sowjetischen Stellungnahme konnten noch nicht alle in der Sicherheitsbeurteilung der GRS angesprochenen Fragen geklärt werden. Für die Klärung dieser Fragen wurden weitere Arbeitstreffen vereinbart, bei denen die erforderliche Übereinstimmung der fachlichen Auffassungen erzielt werden sollte.

Die sowjetischen Fachleute teilten mit, daß für die Kraftwerke des Typs W-213 in der Sowjetunion folgende Ertüchtigungsmaßnahmen vorgesehen sind:

- Einbau eines passiven Systems zur Verhinderung von explosionsgefährlichen Konzentrationen von Wasserstoff in den Druckräumen

- Austausch des abnehmbaren Teils der Hauptkühlmittelpumpen gegen ein Teil mit Wasserkühlung und Wasserschmierung für das radial-axiale Pumpenlager und mit einer gekapselten Ölschmierung für die Lager des Elektroantriebes
- Passives System zur Nachwärmeabfuhr bei vollständigem Ausfall der Elektroversorgung einschließlich der sicheren Eigenbedarfsversorgung.
- Passives System zur Drucksenkung und Filterung der Störfallauswürfe aus den Druckräumen
- Umstellung der Ölversorgung der Turbogeneratoren auf nicht brennbare Schmierölung (OMTI).

Die deutschen Fachleute baten, die Erläuterung und Diskussion dieser sowjetischen Ertüchtigungsmaßnahmen auf die Tagesordnung der vereinbarten Seminare aufzunehmen.

Anhang A.1

Kernkraftwerke der Baulinie WWER-440/W-213

Standort	Land	KKW Block	Inbetriebnahme	
Kola	UdSSR	3	03/81	
		4	10/84	
Rovensk (Rovno)	UdSSR	1	12/81	
		2	12/86	
Greifswald	Deutschland	5	12/88	1)
		6	in Bau seit 80	
		7	in Bau seit 81	2)
		8	in Bau seit 81	
Zarnovic	Polen	1	in Bau seit 82	
		2	in Bau seit 82	
		3	in Bau seit 88	3)
		4	in Bau seit 88	
Bohunice	CSFR	3	05/85	
		4	03/86	
Dakovany	CSFR	1	05/85	
		2	09/86	
		3	05/87	
		4	12/87	
Mochovce	CSFR	1	10/89	
		2	in Bau seit 83	
		3	in Bau seit 85	
		4	in Bau seit 85	
Paks	Ungarn	1	12/82	
		2	09/84	
		3	09/86	
		4	08/87	
Juragua	Kuba	1	im Bau, geplante IB 1993	4)
	W-318	2	im Bau, geplante IB 1996	
Loviisa	Finnland	1	/77	4)
	W-	2	/87	

Anmerkungen:

- 1) Die Inbetriebsetzung wurde im November 1989 unterbrochen.
- 2) Die Bauarbeiten sind derzeit eingestellt.
- 3) Die Bauarbeiten wurden abgebrochen.
- 4) Modifizierte Anlagen, die z.B. ein Containment besitzen.

Anhang A.2

Beteiligte Firmen und Institutionen

An den Untersuchungen waren folgende Firmen und Institutionen mit Teilaufgaben im Unterauftrag der GRS beteiligt:

- Hosser, Haß + Partner
Ingenieurgesellschaft für Bauwesen und Brandschutz mbH
Braunschweig
- Prof. Dr.-Ing. Josef Eibl
Beratender Ingenieur für Bauwesen
Karlsruhe
- Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungs-Verein e.V.
Essen
- Staatliche Materialprüfungsanstalt (MPA)
Universität Stuttgart
Stuttgart
- Technischer Überwachungs-Verein Bayern e. V.
München
- Technischer Überwachungs-Verein Norddeutschland e. V.
Hamburg

Anhang A.3

Zusammenstellung der aus den Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen und der für weitere Prüfungen erforderlichen Analysen und Unterlagen

Die Anlage enthält eine vollständige Liste der aus den Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen, der für weitere Prüfungen erforderlichen Analysen und Nachweise, sowie der noch erforderlichen Dokumentationen und Unterlagen. Zugleich sind in dieser Liste zu den Punkten, zu denen in der sowjetischen Stellungnahme (Kapitel 10) Kommentare, Vorschläge und Ergänzungen gemacht worden sind, diese zusätzlich aufgeführt bzw. in die Empfehlungen eingearbeitet. Ausführungen aus der Stellungnahme des Hauptkonstruktors und wissenschaftlichen Leiters (Abschnitt 10.2) sind dabei mit SU-A, die des Generalprojektanten (Abschnitt 10.3) mit SU-B bezeichnet. Bei allen Punkten, zu denen von sowjetischer Seite keine Ausführungen gemacht wurden, besteht beiderseitige Übereinstimmung.

Die Ergebnisse der gemeinsamen deutsch-sowjetischen Projektbesprechung vom 04. und 05. Juni 1991 wurden in die Liste eingearbeitet.

A.3.1 Ertüchtigungsmaßnahmen

A.3.1.1 Werkstoffe

1. Die EOL-Fluenz an der Wandung des Reaktordruckbehälters ist zu begrenzen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Der Werkstoff des Reaktordruckgefäßes gewährleistet die auslegungsgemäße Lebensdauer unter den Bedingungen, daß das Wasser in den Druckspeichern und Vorratsbehältern des Notkühlsystems auf eine Temperatur von 55 °C erwärmt ist. Zur Verringerung des Neutronenflusses auf die Reaktordruckgefäßwandung sind folgende Wege möglich:

- *Einsatz von Abschirmkassetten*

- *Auswahl der Kernbrennstoffbeladung mit einem geringen Neutronenabfluß (Durchführung zusätzlicher neutronenphysikalischer Berechnungen erforderlich).*
2. Zur Detektion von Lecks an den RDB-Deckelstutzen sind spezielle Lecküberwachungseinrichtungen vorzusehen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Das Leckortungssystem ALÜS der Firma Siemens ist einzubauen oder ein entsprechendes von der SU bis 1993 entwickeltes System zu nutzen.

3. Für die Hauptumwälzleitung und die Anschlußleitungen des Druckhalters ist die Zugänglichkeit für wiederkehrende Prüfungen zu verbessern (aus Kap. 4.2.2).
4. Nicht durchgeschweißte Wurzeln, z. B. an Sprühstutzen und Heizelementen am Druckhalter sowie an Stutzeinsätzen DN 500 am Hauptabsperrschieber, sind zu beseitigen (aus Kap. 4.2.2).
5. Am Dampferzeuger-Kollektor sind für die unteren Anschlußnähte Inspektionmöglichkeiten für die sekundärseitigen Schweißnahtoberflächen zu schaffen (aus Kap. 4.2.2).
6. Prüfeinschränkungen für zerstörungsfreie Prüfungen, die sich aus Prüfgeometrie bzw. Nahtüberhöhungen ergeben, sind zu beseitigen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Es gibt alternative Lösungen, die vom Komponentenhersteller unter Hinzuziehung der Kontrollbehörde erarbeitet werden.

7. Der druckbeaufschlagte Bereich des Speisewassersystems ist durch geeignete Materialsubstitution bzw. Plattierungen vor Erosionskorrosion zu schützen (aus Kap. 4.2.2).
8. Hinter der speziellen Wasseraufbereitung (SWA 1 und SWA 1a) sind Harzfänger einzubauen (aus Kap. 4.2.2).

SU-B

Die Projektdokumentation zur Anbringung der Harzfänger wurde dem Besteller des KKW zur Realisierung übergeben.

9. Zur automatischen Überwachung der wasserchemischen Parameter im Primär- und Sekundärkreislauf ist ein Betriebssystem zu installieren (aus Kap. 4.2.2).
10. Ausführung der Druckluftbehälter und -rohrleitungen des Dieselstartluftsystems in korrosionsfestem Stahl (aus Kap. 8.2.1).
11. Entwicklung und Anwendung geeigneter Werkstoffprüfverfahren zur Qualitätssicherung eingebauter passiver maschinentechnischer Komponenten (aus Kap. 8.2.1).

A.3.1.2 Verfahrenstechnik

1. Schaffung eines redundanten notstromversorgten schnellen Boreinspeisesystems zur Reaktorabschaltung mit einem Förderdruck oberhalb des Betriebsdruckes (aus Kap. 4.1.1, Kap. 6.1.3.10).

SU-B

Es wird bezweifelt, daß ein schnelles Boreinspeisesystem mit aktiven Elementen eine gleichwertige Lösung zum mechanischen Reaktorschnellabschaltssystem bezüglich Wirksamkeit und Schnelligkeit für ATWS-Störfälle darstellt. Die Eigenständigkeit dieses aktiven Systems erfordert die Einführung mindestens einer redundanten zuverlässigen elektrischen Einspeisung und Steuerung. Weiterhin bestehen Probleme in Verbindung mit der Aufstellung dieser Systeme, dem Schutz vor äußeren und inneren Einwirkungen (z. B. Brand). Deshalb wird in der UdSSR ein schnelles Boreinspeisesystem, beruhend auf passiven Prinzipien zur Verhinderung von ATWS-Störfällen, entwickelt.

SU-B, zu 1. und 7.

Es bestehen keine grundsätzlichen Meinungsverschiedenheiten. Die möglichen technischen Lösungen sollten auf Seminaren erörtert werden.

2. Die Not- und Nachkühler werden direkt mit Seewasser gekühlt (fehlende Aktivitätsbarriere, Verschmutzungsgefahr der Not- und Nachkühler für die Langzeitwärmeabfuhr). Außerdem erfolgt die Lagerkühlung aller drei Hochdruck-Notkühlpumpen mit dem einsträngigen Zwischenkühlkreislauf (NKW-B). Eine Umschaltung von Hand auf den Zwischenkühlkreislauf der Hauptumwälzpumpen ist grundsätzlich möglich, aber im Störfall kaum durchführbar. Die Nachrüstung eines dreisträngigen Zwischenkühlkreislaufs ist erforderlich (aus Kap. 6.1.2.1, 6.1.2.2).
3. Die Zuschaltung des Nachkühlkreises erfordert das Öffnen von zwei in Reihe geschalteten Absperrarmaturen. Zur Gewährleistung des sicheren Schließens und Öffnens ist zu den vorhandenen Absperrarmaturen eine weitere parallele Armaturengruppe zweckmäßig. Die innere Leckage der Armaturengruppen muß überwacht werden (aus Kap. 6.1.2.1).
4. Die Zuverlässigkeit der Einspeisung der Druckspeicher in den Reaktor ist zu erhöhen. Die vorhandene Schaltung ist zu verändern. Dabei ist die Möglichkeit des Versagens der Druckspeicherverschlußkugel oder des fehlerhaften Schließens einer der beiden Absperrarmaturen zu analysieren (aus Kap. 6.1.2.1).
5. Zur Verhinderung des Überdrückens der Druckspeicher ist die Dichtheit beider Rückschlagklappen in den Druckspeicheranschlußleitungen zu überwachen (aus Kap. 6.1.2.1).
6. Die Zuverlässigkeit der Stellungsanzeige für die Absperrkugeln in den Druckspeichern ist zu erhöhen. Es besteht sonst die Gefahr, daß der Verschluß der Druckspeicher nicht erkannt wird (aus Kap. 6.1.2.1).
7. In jeder Pumpendruckleitung der Notkühlsysteme muß im Anforderungsfall eine Motorarmatur öffnen. Diese Motorarmaturen sind durch Rückschlagklappen mit Zwischenüberwachung zu ersetzen. Für den Reparaturfall sind zusätzliche Absperrarmaturen vorzusehen (aus Kap. 6.1.2.2).

8. Für den Fall des Verstopfens eines Sumpfrückflusses muß der Wasserzufluß zu den anderen beiden Sumpfen gewährleistet sein (z.B. Verbindung der drei Gebäudesümpfe) (aus Kap. 6.1.2.2).
9. Falls zur Gewährleistung der Sprödbruchsicherheit die Aufwärmung der Bor-säurelösung im Vorratsbehälter erforderlich wird, muß geprüft werden, ob die Rückkühlung des Mindestmengenwassers der Hochdruck-Notkühlpumpen über den neu zu installierenden Zwischenkühlkreislauf erfolgen muß (aus Kap. 6.1.2.2).
10. Für Störfälle und Lecks aus dem Primär- und dem Sekundärkreislauf (z.B. Leck in einem DE-Kollektor) konnte bisher nicht nachgewiesen werden, daß die Störfallplanungswerte eingehalten werden. Möglichkeiten zur Verbesserung einer dichten Absperrung der Hauptkühlumwälzleitungen mit den Haupt-
absperrschiebern ohne nachträgliches Nachziehen von Hand und das zuverlässige Schließen der Hauptabsperrschieber unter voller Druckdifferenz sind zu überprüfen bzw. falls erforderlich zu gewährleisten (aus Kap. 6.1.2.6).

SU-B

Zur Beherrschung von Störfällen mit Heizrohrleckagen sind im Betriebshandbuch administrative Maßnahmen vorgesehen. Dabei wird berücksichtigt, daß die Hauptabsperrschieber nicht vollständig schließen. Deshalb und auch im Hinblick auf den Normalbetrieb wird die Durchführung zusätzlicher automatischer Maßnahmen nicht für zweckmäßig gehalten.

11. Bei Dampferzeuger-Heizrohrleck oder Kollektorleck und Versagen eines Hauptabsperrschiebers ist die Überspeisung des defekten Dampferzeugers durch die Hochdruck-Notkühlpumpen mit automatischen Maßnahmen zu verhindern (aus Kap. 6.1.2.6).
12. Ein vorabsperrbares Druckhalter-Entlastungsventil ist nachzurüsten. Der Ansprechdruck ist niedriger einzustellen als der Ansprechdruck für die eigenmediumsbetätigten Dampfsteuerventile der Sicherheitsventile (aus Kap. 6.1.2.4).

SU-B

Es bestehen keine grundsätzlichen Meinungsunterschiede. Vor Realisierung der konkreten Lösung sind zusätzliche Analysen erforderlich.

13. Ausführung und Installation der Berstmembrane im Abblasebehälter so, daß das Ansprechen nur nach Erreichen des Ansprechdrucks gewährleistet ist (aus Kap. 8.2.1).
14. Die Sicherheitsventile auf der Zwischenkühlwasserseite der Wärmetauscher sind mindestens für den Bruch eines Wärmetauscherrohres auszulegen (aus Kap. 6.1.2.7).

SU-B

Die Sicherheitsventile sind für den Schutz der Wärmetauscher vor Überdruck vorgesehen. Derzeitig werden in der UdSSR technische Maßnahmen zum Überdruckschutz von Wärmetauschern bei Rohrbrüchen entwickelt, z.B. Installation von Berstmembranen zum Schutz des Wärmetauschers des Zwischenkühlkreislaufes für die Hauptumwälzpumpen.

15. Die Ansteuerung der Dampferzeuger-Sicherheitsventile ist redundant aufzubauen, wobei die Funktionen sicheres Öffnen und anschließendes zuverlässiges Schließen nachzuweisen sind, einschließlich mit Wahrscheinlichkeitsanalyse (aus Kap. 6.1.).
16. Die Installation eines im Ansprechdruck vorgelagerten, ansteuerbaren und mit Absperrarmatur versehenen DE-Sicherheitsventils sowie die Installation einer Absperrarmatur vor der BRU-A ist durchzuführen, wobei die 100% Dampfabwurfkapazität über nicht absperbare Sicherheitsventile gewährleistet bleiben muß (aus Kap. 6.1.3.4).
17. Erhöhung der Zuverlässigkeit und gegebenenfalls Austausch aller Komponenten der Frischdampfabblesestationen (BRU-A) und Umleitstationen, der zur Druckabsicherung der Dampferzeuger wichtigen Ventile sowie der Armaturen im Speisewasser- und Kondensatsystem (aus Kap. 8.2.1).

18. Es ist ein unabhängiges Notstands-Notspeisewassersystem zu installieren. Dieses System ist gegen übergreifende anlageninterne Überflutung zu schützen (aus Kap. 6.1.3.6).
19. Das gegenwärtige Notspeisewassersystem ist an die Speisewasserbehälter anzuschließen (aus Kap. 6.1.3.6).
20. Keine automatische Inbetriebnahme der An- und Abfahrpumpe bei Füllstandsabsenkung in den Dampferzeugern und nicht vorhandener Anschluß der Pumpe an das Notstromnetz. Diese Schwachstelle ist im Zusammenhang mit einem neuen Speisewasserkonzept zu beseitigen (aus Kap. 6.1.3.2).

SU-B

Die Notstromversorgung für die An- und Abfahrpumpen kann erfolgen, wenn die Ergebnisse der Belastungsaufnahme für die Dieselgeneratoren (Notstrombilanz) das zulassen (siehe Schlußfolgerungen zu den Punkten 9. und 10. im Abschnitt A.3.1.3).

21. Es sind zusätzliche Einspeisemöglichkeiten für Notspeisewasser zu schaffen (Anschlußstutzen für Notfallmaßnahmen) (aus Kap. 6.1.3.6).
22. Es sind technische Lösungen zur Verhinderung von Folgeschäden bei einem Leck im Bereich der 14,7m-Bühne an anderen Rohrleitungen sowie an Ausrüstungen in benachbarten Raumbereichen zu erarbeiten (aus Kap. 6.1.3.7, 8.2.4).

SU-B

Nach Meinung der sowjetischen Seite sind die Arbeiten zur Durchsetzung des Prinzips "Leck vor Bruch" zu beschleunigen und moderne Diagnosesysteme zur Materialüberwachung von Rohrleitungen und Anlagen einzuführen.

23. Es sind zusätzliche Analysen zum Konzept der Speisewasserregelung von den ND-Vorwärmern bis zu den Dampferzeugern mit dem Ziel erforderlich, die Regelung des Speisewassersystems zu optimieren (aus Kap. 8.2.5).

24. Die Steckscheiben in den Speisewassersaugleitungen sind gegen motorbetätigte Absperrschieber mit Stellungsanzeige auf der Blockwarte zu ersetzen (aus Kap. 6.1.3.7).
25. Die Sicherheitsventile der Abkühlanlage sind für das Abblasen von Wasser auszulegen (aus Kap. 6.1.3.1).
26. Grundlegende Revision der Hauptumwälzpumpe und deren Ölkreislauf zur Beseitigung von Ölleckagen (aus Kap. 8.2.1 und 6.1.4).
27. Im Bereich der Hauptumwälzpumpen sind Ölundichtigkeiten vorhanden. Die hier eingesetzten Halonlöschanlagen sind als Raumschutzanlagen nicht geeignet. Wirksame Löscheinrichtungen sind hier erforderlich (aus Kap. 7.1.2.1).
28. Die Leitungsführung von Rohrleitungen < DN 80 im Druckraumsystem sind projektiert auszuführen (aus Kap. 6.1.2.3).
29. Einige Gebäudeabschlußarmaturen sollten nach erfolgtem Gebäudeabschluß und Leckortung wieder geöffnet werden können. Das betrifft z. B. Armaturen in der Einspeiseleitung des Volumenregelsystems (Zuspeisesystem), wodurch eine zusätzliche Einspeisemöglichkeit im Notkühlfall besteht (aus Kap. 6.1.2.3).

SU-B

Auslegungsgemäß ist das Öffnen der Gebäudeabschlußarmaturen für die Normalbetriebssysteme nach der automatischen Aufhebung des Öffnungsverbotes dieser Armaturen bei einer Absenkung des Druckes in der Dampferzeugerbox auf Atmosphärendruck vorgesehen. Auf einem weiteren Seminar ist die Erörterung der von der deutschen Seite vorgeschlagenen Ertüchtigungsmaßnahmen fortzusetzen.

30. Verdopplung der Abströmfläche durch die Rückschlagklappen in die Luftfallen der Naßkondensationsanlage (aus Kap. 5.2.7).

31. Verhinderung von Folgeschäden durch Strahlkräfte, Reaktionskräfte, Bruchstücke, thermische Belastungen und Nässe in der Naßkondensationsanlage (aus Kap. 5.2.7).
32. Installation eines Leckabsaugsystems an allen Durchdringungen und erkannten Leckagestellen (aus Kap. 5.2.7).
33. Verbesserte Leckageabdichtungen an den Schleusen (aus Kap. 5.2.7).
34. Bauliche Veränderungen wie Verlegung der Treppe am Schleusenpodest (Raum G202A) in einen Bereich mit niedriger Ortsdosisleistung und Umbau der Türen bzw. Veränderung der Verriegelungen an Schleuse und Notschleuse. In diesem Zusammenhang ist zu prüfen, ob die Forderung den Strahlenschutz für das Personal zu verbessern und die Schleuse zu modernisieren, durch einen Neubau erfüllt werden kann (aus Kap. 7.3.1).
35. Das Stickstoffsystem ist hinsichtlich einer möglichen Beaufschlagung durch Primärkreismedium zu überprüfen und falls notwendig zu ertüchtigen (aus Kap. 8.2.1).
36. In den Lüftungsanlagen sind Brandschutzklappen nur punktuell vorhanden. Ein Nachrüsten in Bereichen mit sicherheitstechnisch notwendigen Trennungen und in Treppenräumen ist erforderlich (aus Kap. 7.1.2.1).

A.3.1.3 Elektrotechnik

1. Verbesserung der netzseitigen Eigenbedarfsversorgung (aus Kap. 6.2).
2. Aufgrund von Mängeln in der Umschaltautomatik für die Reservenetzeinspeisung ist eine Überarbeitung unter Berücksichtigung der Spannungs- und Stromverhältnisse notwendig (aus Kap. 6.2).
3. Änderung der Energieversorgung der Notkühlkette so, daß bei ihrer Anforderung nur bei Ausfall des Eigenbedarfssystems die Zuschaltung auf die Notstromdiesel erfolgt (aus Kap. 6.2 und 6.1.2.1).

4. Schaffung einer unterbrechungsfreien Rückschaltmöglichkeit des Notstromsystems auf das Eigenbedarfssystem bei wiederkehrender Netzspannung (aus Kap. 6.2).
5. Konzeptionelle Änderungen im Bereich der unterbrechungslosen Stromversorgung, z. B.:
 - getrennte Gleich- und Wechselrichter (aus Kap. 6.2, 8.2.3)
 - Doppeleinspeisungen der Gleichstromverbraucher oder der Gleichstromverteilungen (aus Kap. 8.2.3).
6. Erhöhung der Zuverlässigkeit der Dieselgeneratoren, u. a. Startluftversorgung, Dieseleinspritzanlage und Überarbeitung der Dieselsteuerung, damit in allen Betriebszuständen auch bei Fehlbedienungen keine Schäden durch Überlastung auftreten können (aus Kap. 8.1.2).
7. Erhöhung der Kapazität der Batterien. Die Entladungsdauer von 30 Minuten muß nach einer RSK-Forderung auf 2-3 Stunden erhöht werden (aus Kap. 6.2).
8. Auf Nebentrassen sowie im Kabelboden unterhalb der Blockwarte ist die räumliche Trennung der Notstromerzeugungs- und -verteilungsanlagen einzuhalten (aus Kap. 6.2).
9. Die Notstromversorgung der Zuspaisepumpen des Volumenregelsystems ist vorzusehen (aus Kap. 6.1.2.3).
10. Die Abkühlanlage muß notstromversorgt werden (aus Kap. 6.1.3.1).

SU-B, zu 9. und 10.

Bei Störfällen ist die Sicherheit des Blockbetriebes durch das dreikanalige Sicherheitssystem, das notstromversorgt ist, gewährleistet. Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Antriebe normaler Betriebssysteme, die für die Funktion der Hauptausrüstungen und für die Verfügbarkeit des Kernkraftwerkes wichtig sind, ist es zweckmäßig, eine zusätzliche elektrische Versorgung vorzusehen.

11. Der Anschluß der Hauptumwälzpumpen (HUP) an die 6 kV-Reserveleitungen ist so zu gestalten, daß kein gleichzeitiger Ausfall von mehr als 3 HUP durch einen Sammelschienenkurzschluß möglich ist (aus Kap. 6.2).
12. Überprüfung der Auslegung des Eigenbedarfsnetzes und der elektrischen Schutzeinrichtungen dahingehend, daß Fehler im Bereich der Transformatoren, Schaltanlagen und Verteilungsnetze und Verbraucher erfaßt und sicher abgeschaltet werden können (aus Kap. 8.2.3).

A.3.1.4 Leittechnik

1. Einführung der Anregekriterien zur Reaktorschnellabschaltung:
 - Erhöhung der Frischdampfaktivität,
 - DNB-Verhältnis niedrig,
 - Druck im Primärkreis hoch,
 - Druckhalterfüllstand hoch

(aus Kap. 6.1.2.6, 6.1.3.2, 6.3).

SU-A

Der Einführung dieser zusätzlichen Reaktorschnellabschaltkriterien wird zugestimmt. Dabei wird jedoch auf folgendes hingewiesen:

- *Die leittechnische Ausrüstung für die Einführung des DNB-Abschaltkriteriums wird von der deutschen Seite bereitgestellt;*
- *Das Abschaltkriterium "Druckhalterfüllstand hoch" ist als logisches "UND" mit dem Kriterium "Druck im Primärkreis niedrig" zu verknüpfen.*

2. Für den Störfall "Offenbleiben von DH-Sicherheitsventilen" ist die diversitäre Anregung für die Reaktorschnellabschaltung "Öffnen eines DH-Sicherheitsventils nachzurüsten (aus Kap. 6.1.2.4, 6.3).

SU-A

Das RESA-Signal "Druckhalterfüllstand hoch in Verbindung mit Primärkreisdruck niedrig" erfüllt die Forderung (gemäß der sowjetischen Stellungnahme

zu Punkt 1) nach einer diversitären RESA-Anregung für den Störfall "Offenbleiben von DH-Sicherheitsventilen".

3. Sichere Anregung der Reaktorschnellabschaltung vor dem Ansprechen der Berstmembran zwischen DE-Box und Naßkondensations-Schacht (aus Kap. 5.2.7).
4. Die Außerbetriebnahme des Anregekriteriums für die Reaktorschnellabschaltung "Ausfall letzter in Betrieb befindlicher Turbosatz" ist über einen leicht zugänglichen Schalter möglich. Diese Verriegelung ist vollständig zu automatisieren (aus Kap. 6.1.3.3 und 8.2.2).
5. Im Neutronenflußmeßsystem sind Verstellungen der Meßkammern, der Meßbereichumschaltungen und die Leistungsanpassung des Reaktorschnellabschaltkriteriums "Neutronenfluß > 110 % der zulässigen Reaktorleistung" zu automatisieren (aus Kap. 6.1.3.9 und 8.2.2).

SU-A

Für Reaktoren des Typs W-213 ist der Austausch des Neutronenflußmeßsystems AKNP-2 gegen AKNP-7 vorgesehen. Die Forderung zur Automatisierung der Neutronenflußmessung ist dann gewährleistet (mit Ausnahme der automatischen Verstellung der Einstellmarke Neutronenfluß > 110 % der zulässigen Reaktorleistung).

6. Um die sekundärseitigen Wasservorräte zu schonen wird empfohlen, die Reaktorschnellabschaltung bereits bei Höhenstandsabfall auf $L_{DE} < - 400$ mm in nur einem Dampferzeuger auszulösen (z. B. beim Bruch einer Speisewasserleitung) (aus Kap. 5.1.2).

SU-A

Die Einführung eines Reaktorschnellabschaltkriteriums "Abfallen des Füllstandes unterhalb des Nennwertes um $L = 400$ mm" in nur einem Dampferzeuger ist nicht zweckmäßig. Die ausreichende Wasserreserve im Dampferzeuger ist bei der Realisierung der Logik 2 aus 6 durch Rechnungen für Auslegungsfälle nachgewiesen. Bei Realisierung dieses Füllstandskriteriums

(L = 400 mm) in der Logik 1 von 6 Dampferzeugern können Fehlauflösungen infolge von Reglerfehlern und Meßfehlern in der Elektronik auftreten.

7. Einführung einer Turbinenleistungsbegrenzung bzw. Reaktorschnellabschaltung in Abhängigkeit von der Anzahl der ausgefallenen Hauptspeisewasserpumpen (aus Kap. 6.1.3.2, 5.1.2).
8. Beseitigung der Defizite bei automatischen Begrenzungen und Schutzaktionen, z. B. fehlen:
 - Schnelles Abfahren des Blockes über den Sekundärkreis (z. B. bei Heizrohrleck),
 - Sicherstellung einer ausreichenden Abschaltreaktivität bei allen Betriebszuständen (aus Kap. 5.1.1 und 6.1.3.9, 6.1.2.6, 6.3).

SU-A, zu 8.1

Es wird die Einführung eines Reaktorschnellabschaltkriteriums "Aktivitätserhöhung im Frischdampfsystem" vorgeschlagen, welches u.a. auch beim Heizrohrabriß wirksam ist (Punkt 1. aus A.3.1.4.).

9. Es sind Maßnahmen vorzusehen, die die Einhaltung der 30 Minuten Regel (nach Störfalleintritt sind innerhalb von 30 Minuten keine Handmaßnahmen erforderlich) u. a. beim Störfall "Dampferzeuger-Heizrohrleck ermöglichen (aus Kap. 6.3).

SU-A

Die sowjetische Seite stellt beim nächsten Arbeitstreffen eine Liste von Störfällen vor, bei denen Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung in den ersten 30 Minuten nach dem Ausgangsereignis erforderlich sind.

SU-B

Zur Verhinderung von Personalfehlern im Störfallablauf sind Abschaltverbote für die aktiven Komponenten der Sicherheitssysteme vorhanden. Diese Verbote können nur von Meßsignalen aufgehoben werden, die den sicheren Zustand der Reaktoranlage anzeigen. Bei großen Leckstörfällen vom Primär- in den Sekundärkreis sind keine organisatorischen und technischen Maßnahmen für die Einführung befristeter Verbote von Personalhandlungen zur

Steuerung der Sicherheitssysteme vorgesehen (siehe Schlußfolgerung zum Punkt 12 des Abschnittes A.3.1.2).

10. Bei Aktivitätsanstieg auf der Zwischenkühlwasserseite sind die Gebäudeabschlußarmaturen und die primärseitigen Absperrarmaturen der Wärmeaustauscher automatisch zu schließen (aus Kap. 6.1.2.7).

SU-B

Die technischen Maßnahmen sehen die Realisierung der Vorschläge dieses Punktes vor (siehe Schlußfolgerung Punkt 15 zum Abschnitt A.3.1.2).

11. Schaffung einer diversitären Anregung zur Erkennung des Notstromfalls (Unterfrequenz) und Neueinstellung des Anregewertes für die Unterspannungsauslösung (aus Kap. 6.2 und 6.3).
12. Einführung einer diversitären Signalverarbeitung in den Meß- und Steuersträngen, bis hin zum Auslöserelais. Das betrifft nicht die Impulsrohre aus dem Reaktormeßstutzen (aus Kap. 6.3).

SU-A

Zum Dampferzeuger und zum Reaktor gibt es keine Einwände, wenn diese Forderung nicht auf die Impulsrohre aus dem Reaktormeßstutzen ausgedehnt wird (ein zusätzlicher Reaktormeßstutzen kann nicht angebracht werden).

13. Selbstüberwachung, Prüfbarkeit und fehlertolerante Auslegung in allen Bereichen (aus Kap. 6.3, 8.2.2).
14. Einsatz von Funktionsgruppensteuerungen zur Vermeidung von Fehlsteuerungen (z. B. Speisewasserversorgung, Kondensatförderung, HUP) (aus Kap. 8.2.2).
15. Automatischer Vergleich der Meßwerte mehrkanaliger Messungen und automatische Meldung bei unzulässigen Abweichungen, Vermeidung unterschiedlicher Signalzustände in Warte und Verriegerungslogik (aus Kap. 8.2.2).

16. Die Überwachung des Schaltzustandes und des Soll-Ist-Vergleiches der Verriegelungsstellungen soll automatisch erfolgen (aus Kap. 6.1.3.9).
17. Verbesserung der Signalisation auf der Warte bei Störfällen und zu Fehlstellungen von Armaturen in Sicherheitssystemen (Überwachung der Bereitschaftsstellung) (aus Kap. 8.2.2).
18. Ertüchtigung der Drehmomentan- und -absteuerung von ausgesuchten Armaturen antrieben (aus Kap. 8.2.2).
19. Eine Stellungsanzeige für die Armatur in der Hochdruck-Vorwärmerumföhrungsleitung ist auf der Blockwarte anzubringen, um bei Ausfall der Hochdruck-Wärmersäule eine Kontrollmöglichkeit über die Speisewasserversorgung zu haben (aus Kap. 6.1.3.6 und 6.2.3.2).
20. Verbesserung der Qualität der Messungen der Borsäurekonzentration (aus Kap. 8.2.2).
21. Verbesserung der Rechnerzuverlässigkeit zur Protokollierung der wesentlichen Systemparameter im Verlauf von Störungen, ggf. Austausch der vorhandenen Rechner (aus Kap. 8.2.2).
22. Einsatz einer störfallfesten Instrumentierung (aus Kap. 6.3).
23. Verbesserung der Störfallinstrumentierung (aus Kap. 6.3).
24. Einführung einer Füllstandssonde im Reaktordruckbehälter (aus Kap. 6.3).
25. Beseitigung von einzelnen Stellen, an denen redundante Einrichtungen der Leittechnik im selben Brandabschnitt untergebracht sind (aus Kap. 6.3).
26. Die Funktionen der Blockwarte und der Reservewarte sind nicht vollständig entkoppelt. Aus Brandschutzgründen ist eine solche Entkopplung notwendig (aus Kap. 7.1.2.1).
27. Die Warten sind unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte neu aufzubauen (aus Kap. 6.4 und 6.3).

28. Zuverlässige Überwachung des Betriebszustands der HUP durch geeignete Kriterien, z.B. Drehzahl (aus Kap. 8.2.2).
29. Zuverlässige Überwachung sicherheitstechnisch wichtiger Füllstände, z.B. Druckhalter, Dampferzeuger, Flutbehälter (aus Kap. 8.2.2).
30. Verbesserung der Leckerkennung (aus Kap. 8.2.2).
31. Automatische Überwachung der Gebäudesümpfe im Apparatehaus mit Signalisation in der Warte (Gefahrenmeldeanlage) (aus Kap. 8.2.2).
32. Redundanz und Zuverlässigkeit der Wasserstandsmelder in den drei Pumpenräumen der Notkühlsysteme sind zu verbessern (aus Kap. 6.1).

SU-B, zu 31. und 32.

Die genannten Probleme wurden während der Inbetriebnahme des Blockes 5 diskutiert. Es wurden Vorschläge zur Beseitigung dieser Defizite erarbeitet und Maßnahmen zur Realisierung festgelegt (Installation von Füllstandsmeßgebern mit Signalisation auf der Blockwarte).

33. Die fehlende Überwachung der Absperrung der die Pumpenräume verbindenden Gebäudeentwässerung ist nachzurüsten (aus Kap. 6.1.2.1, 8.2.4).
34. Der Austausch der gesamten Leittechnik ist erforderlich (aus Kap. 6.3, 8.2.).
35. Da die Brandmeldeanlage aus verschiedenen, nicht immer aufeinander abgestimmten Systemen besteht, ist eine Überprüfung von Konzeption und Meldern erforderlich (aus Kap. 7.1.2.1).
36. Verriegelung der Kraftsteuerung so, daß Kollisionen mit Anlagenteilen durch Fehlfahren verhindert werden (aus Kap. 8.2.1).

SU-B

Beide Seiten stellen fest, daß der Austausch der Leittechnik, die Ertüchtigung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung und die Ausführung der verfahrenstechnischen Maßnahmen die weitere Zusammenarbeit erfordert. Die Zusammenarbeit ist zweckmäßig, insbesondere bei der Verknüpfung der Leittechnik mit der Verfahrenstechnik,

der Aufstellung der Ausrüstung unter Berücksichtigung des Einflusses auf die Baukonstruktion und der Abstimmung der Algorithmen für die Betriebsweise der Automaten (Regelkreise, Steuerketten).

A.3.1.5 Bautechnik

1. Zur Vermeidung redundanzübergreifender Ereignisabläufe infolge größerer Leckagen des Hauptkühlwassersystems, des Nebenkühlwassersystems sowie von Notkühlwasser sind bauliche Nachweise oder Maßnahmen erforderlich, die Defizite aus der fehlenden bzw. nicht ausreichend nachgewiesenen räumlichen Trennung beseitigen. Redundanzübergreifende Querverbindungen über Gullysysteme oder Leitungen des Füllsystems müssen im Normalbetrieb in Geschlossenstellung gesichert werden. Dies betrifft folgende Gebäudbereiche mit sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen:
 - Einlaufbauwerk für Nebenkühlwassersystem A:
Nebenkühlwasserpumpenaggregate
 - Maschinenhaus:
Notkühlspeisepumpen und Hauptspeisepumpen
 - HD- und ND-Notkühlsystem und Sprinklersystem
 - Beckenkühlsystem

(aus Kap. 7.1.2.2 und 6.1.3.8).

2. Sicherstellung und Nachweis einer ausreichenden Trennung der Blöcke 5 und 6 so, daß unzulässige gegenseitige Beeinflussungen (z. B. über Sümpfe oder das gemeinsame Spezialgebäude) vermieden werden (aus Kap. 8.2.4).
3. Für den Lastfall "Erdbeben" sind partiell bauliche Ertüchtigungsmaßnahmen erforderlich. Das deutsche Regelwerk (KTA 2/01.1) fordert sicherheitsrelevante Anlagen so auszulegen, daß beim Bemessungserdbeben ihre sicherheitstechnische Funktion erhalten bleibt. Diese Anlagen sind für eine Beschleunigung an der freien Gebäudeoberfläche in horizontaler Richtung von mindestens $0,5 \text{ m/sec}^2$ auszulegen (aus Kap. 7.2).

SU-B

Nach Angabe des Bestellers beträgt die Seismizität am Standort 4 Punkte nach der MSK-64-Skala, was nach sowjetischen Regeln keine zusätzlichen Maßnahmen erfordert. Die deutsche Seite präzisiert ihren Text hinsichtlich der seismischen Auslegungsbedingungen und übergibt ihn dem Ministerium für Atomenergieindustrie der UdSSR.

4. Durch die Anordnung der Turbinen im Maschinenhaus parallel zum Reaktorgebäude ist im Falle eines Turbinenzerknalls die Gefahr einer Geschoßwirkung auf das Reaktorbauwerk gegeben, die jedoch durch bauliche Schutzmaßnahmen vermindert werden kann (aus Kap. 7.2).

SU-B, zu 4. und 8.

Analysen des Institutes Atomenergoprojekt zeigen, daß die Gewährleistung der Trennung der Rohrleitungen und Ausrüstungen auf der 14,7-m-Bühne zur Verhinderung der gegenseitigen Beeinflussung nicht möglich ist, wenn nicht zusätzliche Maßnahmen zur Aufnahme der Störfallbelastungen an der baulichen Konstruktion vorgenommen werden. Vorschläge sind auch in der Schlußfolgerung zum Punkt 22 im Abschnitt A.3.1.2 enthalten.

5. Aus konventionellen baurechtlichen Gründen sind im Maschinenhaus Maßnahmen vorzusehen, die die Entstehung und Ausbreitung großflächiger Brände vermeiden (z.B. Kapselung der Hauptbrandlasten), damit notwendige Ausnahmegenehmigungen bezüglich Überschreitung von Brandabschnittsflächen und Fluchtweglängen erteilbar sind. Darüber hinaus ist auch in anderen Bereichen der Anlage eine systematische Überprüfung insbesondere der Rettungswege durchzuführen (aus Kap. 7.1.2.1).
6. Die Schwachstellen im Bereich des Brandschutzes ergeben sich für das Reaktorgebäude im wesentlichen aus der Zusammenführung von Kabeln verschiedener Redundanzen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme. Die drei Redundanzen müssen brandschutztechnisch getrennt werden (aus Kap. 7.1.2.1).

7. Die Ausführungsqualität von Kabelschotts, Kabelbeschichtungen mit Dämmschichtbildnern und Brandschutztüren ist zum Teil ungenügend, Nachrüstmaßnahmen sind notwendig (aus Kap. 7.1.2.1).
8. Es sind Schäden an leittechnischen Einrichtungen zu verhindern, die sich in Räumen unterhalb von Speisewasser- und Frischdampfleitungen (14,7 m Bühne) befinden (aus Kap. 6.3).

A.3.1.6 Administration und Betriebsführung

1. Verbot der Überbrückung von Sicherungsautomaten zur Durchführung von Prüfungen (aus Kap. 8.2.2).
2. Verbesserung des Arbeitsauftrags- und Freischaltkonzeptes zur besseren Koordinierung der Arbeiten zwischen Schicht, Strahlenschutz, Brandschutz, Instandhaltung und Fachabteilungen (aus Kap. 8.2.5).
3. Eindeutige Kompetenzfestlegung zwischen Errichter und Kraftwerkspersonal (aus Kap. 8.2.5).
4. Erstellung eines Revisionskonzeptes zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit (aus Kap. 8.2.5).
5. Festlegung von Armaturen- und Schaltersollstellungen im Betriebshandbuch für die verschiedenen Betriebszustände, ggf. ist eine Anpassung der technischen Ausführung nötig (aus Kap. 8.2.5).
6. Verbesserung der Qualitätssicherung von der Herstellung der Komponenten bis zu ihrem Einbau (aus Kap. 8.2.5).
7. Umfassende Prüfung des Zusammenspiels der Systeme in der nichtnuklearen Inbetriebsetzungsphase, Entfernen von Inbetriebsetzungsprovisorien (aus Kap. 8.2.5).
8. Regelmäßige Überprüfung von Meßstellen in ausreichend kurzen Abständen, sowie regelmäßige Kontrolle der Gullysümpfe durch Begehung (aus Kap. 8.2.5).

9. Kranfahrverbot bei Leistungsbetrieb über sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile, wenn keine technischen Schutzmaßnahmen möglich sind (aus Kap. 8.2.5).
10. Überarbeitung der Arbeitsweise des Labors (Analysevorschriften Organisation) (aus Kap. 8.2.5).
11. Überarbeitung der bisherigen betrieblichen Strahlenschutzordnung zur Ausfüllung der Anforderungen der StrlSchV und einschlägiger Regeln und Richtlinien, ferner die Überarbeitung
 - der Organisation
 - der Kompetenzen und
 - der Aufgaben des Strahlenschutzes,

unter Berücksichtigung eines entsprechenden Qualitätssicherungssystems zur Behebung der derzeit vorliegenden organisatorischen Defizite (aus Kap. 7.3.2).

12. Reduktion der Strahlenexposition durch erhöhte Mechanisierung und den Einsatz von Fernbedienungstechniken insbesondere bei Arbeiten am gesamten Primärkreis einschließlich Reaktordruckbehälter, Druckhalter und Dampferzeuger sowie in der Dampferzeuger-Box. In diesem Rahmen sind auch die bereits vom Betreiber identifizierten weiteren Detailmaßnahmen zur Reduktion der Strahlenexposition umzusetzen (aus Kap. 7.3.1).
13. Einsatz von qualitativ hochwertigem Atemschutz (aus Kap. 7.3.1).
14. Einsatz eines geeigneten, direkt ablesbaren Personen-Dosisüberwachungssystems für das beruflich strahlenexponierte Personal der Anlage. Das System muß neben der Dosisüberwachung die Dosiswarnung, Zugangsüberwachung und elektronische Datenauswertung und -verarbeitung ermöglichen. Verbesserung der Strahlenschutzüberwachung von begehbaren Räumen und Bereichen (aus Kap. 7.3.1).

A.3.2 Analysen und Nachweise

A.3.2.1 Werkstoffe

1. Die Festigkeitsnachweise für Primärkreis Komponenten und deren Unterstützung sind mit heute geltenden Berechnungsverfahren zu wiederholen und ggf. für spezielle Lastfälle durch FE-Rechnungen zu ergänzen (aus Kap. 4.2.2).
2. Zur Bewertung des Konzepts der Qualitätssicherung der Komponentenersteller sind ergänzend zu den vorliegenden Angaben die beim Hersteller verbliebenen Dokumentationen der baubegleitenden Kontrolle zu prüfen. Zerstörungsfreie Prüfungen der Grundwerkstoffe sind nachzuweisen und gegebenenfalls nachzuholen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Die sowjetische Seite ist bereit, die deutsche Seite bei der Beschaffung zusätzlicher Herstellerdokumentation zu unterstützen. Dazu werden von sowjetischer Seite Briefe an die Hersteller der Anlagen verfaßt.

3. Am Reaktordruckbehälter ist die Ultraschall-Basisprüfung der Grundwerkstoffe (Schüsse und Boden) nachzuholen. Die Stützen mit DN 250 sind ebenfalls zu prüfen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Die Ultraschallbasisprüfung für den Reaktordruckbehälter und die Stützen nennweite 250 wurden vom Projektanten während der Inbetriebsetzungsarbeiten gefordert.

4. Die Konsequenzen aus der gemessenen Schiefstellung des Reaktordruckbehälters für die Belastungen der Stützenanschlüsse sind zu bewerten (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Es gibt eine Analyse zur Belastung der Stützenanschlüsse aus einer Schiefstellung des Reaktordruckbehälters von ca. 4 mm. Die sowjetischen Fachleu-

te wurden um Übergabe der Festigkeitsberechnungen für Reaktorkomponenten des KKW Greifswald, Block 5 in der Form: Komponente, Rechnung, Datum der Rechnung gebeten. Die sowjetischen Fachleute teilen bis 30.06.91 die Möglichkeit und die Termine für die Übergabe der gewünschten Zusammenstellung mit.

5. Die Ultraschallprüfung der Dampferzeuger ist vollständig entsprechend den Anforderungen des KTA-Regelwerks zu wiederholen (aus Kap. 4.2.2).
6. Der im Jahr 1982, ausgehend von einem Sackloch am Dampferzeugerkollektorflansch im Block 2, aufgetretene Schaden ist daraufhin zu untersuchen, welche Schlußfolgerungen sich für den Betrieb von Block 5 ergeben (aus Kap. 4.2.2).
7. Die Aussagefähigkeit der Durchstrahlungsprüfungen an den Schweißnähten der Hauptumwälzpumpen und Hauptabsperrschieber ist zu ermitteln. Gegebenenfalls sind ergänzende Prüfungen mit optimierten Prüftechniken durchzuführen (Testkörper) (aus Kap. 4.2.2).
8. Am Druckhalter sind die Behälterschweißnähte erneut mit Ultraschall auf Längs- und Querfehler zu prüfen (aus Kap. 4.2.2).
9. An den Schweißnähten der Behälter und Rohrleitungen des Sekundärkreislaufs sind Oberflächenrißprüfungen nachzuholen (aus Kap. 4.2.2).
10. Es ist zu prüfen, inwieweit Leckquerschnitte größer als 80 cm² am Dampferzeuger-Kollektor ausgeschlossen werden können, und das Leckvorbruch-Konzept gilt (aus Kap. 6.1.2.6).
11. Überprüfung der Stiftschrauben der HUP bei Dichtungswechsel (Werkstoffprüfung) sowie der Lageranschlüsse und Drosseln, gegebenenfalls Ersatz durch neue Konstruktion (aus Kap. 8.2.1)
12. Der Einsatz chromnickelstahl- bzw. titanberührter hinreichend dichter Kondensatoren als Voraussetzung für die Umstellung auf Hoch-AVT-Fahrweise im Sekundärkreislauf ist zu prüfen (aus Kap. 4.2.2).

13. Es wird empfohlen Analysen zur Ausbildung von Kaltwasserstrahlen in Anlehnung an die in Finnland für das KKW Loviisa erstellte PTS-Studie, durchzuführen (aus Kap. 5.1.3).

SU-A

Untersuchungen zu kalten Zungen gibt es außer im KKW Loviisa auch im KKW Kola für Reaktoren des Typs W-213. Zur thermischen Schockbelastung des Reaktordruckgefäßes (Kaltwasserstrahlen) wurden die Rechnungen zur Sprödbbruchfestigkeit vollständig gemäß der sowjetischen Normen durchgeführt. Beide Seiten verabredeten, die Diskussion zur Verifizierung der Berechnungsmethoden innerhalb des auf dem Seminar im März 1991 in Berlin vereinbarten Arbeitsprogramms fortzusetzen.

14. Nachweis der Integrität der Plastik-Umlenkappen in der Naßkondensationsanlage unter Störfallbedingungen mit Berücksichtigung der Alterung (aus Kap. 5.2.7).
15. Nachweis zur Abtragbarkeit dynamischer Belastungen an Kappen, Wannen und Bauwerk bei Kondensationsvorgängen in den Naßkondensations-Wannen (aus Kap. 5.2.7).

A.3.2.2 Verfahrenstechnik

1. In den Störfallanalysen wird bestätigt, daß die Geschwindigkeit der einfahrenden Steuerelemente ausreichend schnell ist, wenn das erste Anregekriterium wirksam ist. Es ist zu überprüfen, ob die Abschaltung des Reaktors in allen Auslegungsstörfällen auch dann sicher erfolgt, wenn nur das zweite Anregekriterium wirksam ist, also unterstellt wird, daß die erste Anregung ausfällt (aus Kap. 4.1.1).
2. In der Auslegung des Reaktorschnellabschaltsystems ist das Hängenbleiben des wirksamsten Steuerstabes berücksichtigt. Die Störfall-Leitlinien fordern den Nachweis, daß Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall bzw. Teilausfall des Reaktorschnellabschaltsystems hinreichend unwahrscheinlich sind. Es ist zu überprüfen, ob das Reaktorschnellabschaltsystem ausreichend zuverlässig ist (aus Kap. 4.1.1).

3. Für die thermohydraulische Auslegung sind die Unterkanalfaktoren für die Enthalpieerhöhung $K_{\Delta H}$ und die Wärmestromdichte K_q für die aktuelle Kassettenkonstruktion mit Queraustauschbohrungen zu begründen (aus Kap. 4.1.2).

SU-A

Die Queraustauschbohrungen in den Brennelementen befinden sich unter- und oberhalb der Brennstabbereiche. Sie dienen zum Abbau der Druckdifferenzen bei Kühlmittelverluststörfällen und damit zur Entlastung der Brennelemente. Sie haben keinen Einfluß auf die Quervermischung zwischen den Brennstäben. Deshalb werden dieselben Unterkanalfaktoren K_q und $K_{\Delta H}$ wie für Brennelemente ohne Queraustauschbohrungen angenommen. Der wissenschaftliche Leiter (Kurtschatow-Institut) übergibt der BRD im Juni 1991 einen Bericht zur Begründung der Unterkanalfaktoren für die Enthalpieerhöhung $K_{\Delta H}$ und die Wärmestromdichte K_q .

4. Unter Berücksichtigung der jeweils wirksamen Leistungsbegrenzung (HS-4 oder HS-3) ist für die auslegungsbestimmenden Transienten die Einhaltung der minimal zulässigen DNB-Werte zu überprüfen. Hierzu sind auch detaillierte Angaben zur Genauigkeit der verwendeten DNB-Korrelationen erforderlich (aus Kap. 4.1.2).

SU-A

Eine Erläuterung ist in Anhang A.4 enthalten.

5. Leistungsdichtekennwerte sind in die automatische Leistungsbegrenzung bzw. Reaktorschnellabschaltung einzubeziehen. Die verwendeten Algorithmen zur Leistungsdichteüberwachung sind zu überprüfen (aus Kap. 4.1.2).
6. Zum Nachweis der ausreichenden Auslegung der Notkühlsysteme ist eine Analyse des gesamten Störfallverlaufs "Doppelendiger Abriß der Hauptkühlmittelleitung" einschließlich einer Schadensumfangsanalyse erforderlich (aus Kap. 5.1.1).

SU-A

Die ausreichende Auslegung der Notkühlsysteme ist mit Rechnungen für die Auslegungsstörfälle nachgewiesen.

7. Aus den für Brennstabschäden angegebenen sowjetischen Grenzwerten ist das Aktivitätsniveau des Kühlmittels des Primärkreislaufs zu ermitteln (aus Kap. 4.1.3).

SU-A

Die Aktivitätsgrenzwerte des Primärkreiswassers sind im Katalog für Brennelementausrüstungen des WWER-440 gemäß dem sowjetischen Standard enthalten. Der Zusammenhang zwischen Schädigungsgrad von Brennstäben und Aktivität des primären Kühlmittels soll auf einem nächsten Arbeitstreffen behandelt werden.

8. Eine Analyse zum Abriß einer Druckspeicher-Einspeiseleitung, die in den Ringraum des Druckbehälters führt, ist erforderlich (aus Kap. 5.1.1).
9. Es sind Störfallanalysen zum kleinen Leck mit einer äquivalenten Leckgröße DN 113 und zum Abriß der Verbindungsleitung zwischen Druckhalter und Sicherheitsventilen durchzuführen (aus Kap. 5.1.1).
10. Zum Störfall "doppelendiger Abriß eines Dampferzeuger-Heizrohres" sind eingehende Analysen erforderlich. Insbesondere sind Analysen notwendig, aus denen automatische Maßnahmen abgeleitet werden, mit denen eine unzulässige Aktivitätsfreisetzung nach außen verhindert wird. Für diese Analysen ist u.a. auch zu unterstellen, daß die primärseitigen Hauptabsperrschieber nicht vollständig schließen. Desweiteren sind Varianten mit und ohne Eintreten des Notstromfalles zu untersuchen (aus Kap. 5.1.1).

SU-A

Die Berechnung des Störfalls Heizrohrabriß im Dampferzeuger ist ohne Berücksichtigung des Notstromfalles erfolgt. Dabei sind zur Beherrschung des Störfalles Personalhandlungen erforderlich (Lokalisierung und Absperrung des Lecks).

11. Für den Bruch des Dampferzeuger-Kollektors sind detaillierte Analysen zum Nachweis der Wirksamkeit von geeigneten Ertüchtigungsmaßnahmen notwendig (aus Kap. 5.1.1).

SU-A

Zur Zeit der Projektbearbeitung wurde der Störfall "primärseitiger Kollektorabrieb" nicht als Auslegungsstörfall behandelt. Gemäß der heute gültigen Regeln muß dieser Störfall wie auch andere auslegungsüberschreitende Störfälle analysiert werden. Das erfordert ggf. die Ableitung und Festlegung spezieller technischer und organisatorischer Maßnahmen zur Risikominderung.

12. Zum Auswurf von Steuerelementen sind ergänzende Analysen mit einem dreidimensionalen (3D) Reaktordynamikprogramm erforderlich. Dies betrifft insbesondere Analysen zum Auswurf von dezentralen Steuerelementen (aus Kap. 5.1.2).
13. Zur Reaktivitätsrückwirkung bei einem Leck im Frischdampfsystem sind ergänzende Analysen mit 3D-Kernmodellen durchzuführen (aus Kap. 5.1.2).

SU-A, zu 12. und 13.

Die sowjetische Seite ist überzeugt von der Nützlichkeit solcher Störfallanalysen, macht aber darauf aufmerksam, daß derzeit keine instationären dreidimensionalen Rechenprogramme für Auslegungsrechnungen zur Verfügung stehen. Die vorhandenen Programme sind nicht ausreichend verifiziert.

14. Zum Bruch bzw. Leck in einer Frischdampfleitung sind ergänzende Analysen erforderlich, in denen die sekundärseitigen Wassermittliphänomene möglichst realistisch modelliert werden. Lage und Größe der Lecks sind systematisch zu variieren, um so die ungünstigsten Auswirkungen auf die Kerneintrittstemperaturen und die Wirksamkeit der verschiedenen Reaktorschutzkriterien (Auslösen der Verriegelungen HS 4 bis HS 1) zu ermitteln. Falls die Basissicherheit der Rohrleitungen auf der 14,7 m-Bühne nicht bestätigt werden kann, sind Analysen zum Abriß mehrerer Frischdampfleitungen erforderlich (aus Kap. 5.1.2).

SU-A

Bezüglich des Variierens von Lage und Größe von Lecks in einer Frischdampfleitung liegen dem Projekt folgende Rechnungen zugrunde:

- *Dampfsammlerleck innerhalb des Druckraumsystems*

- *Dampfsammlerleck außerhalb des Druckraumsystems*
- *Leck im Frischdampfsammler*
- *Öffnen mit anschließendem Nichtschließen der Dampferzeugersicherheitsventile oder der BRU-A.*

In den angeführten Berechnungen wird die Reaktoreintrittstemperatur ermittelt und die Wirksamkeit der vorhandenen Verriegelungen und Automaten nachgewiesen..

15. Für Betriebstransienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) liegen keine Analysen vor. In den RSK-Leitlinien werden für ausgewählte Betriebstransienten ATWS-Analysen gefordert (aus Kap. 5.1.2).
16. Detaillierte Untersuchungen zu Druckaufbau und Druckdifferenzen im DRS sind durchzuführen (aus Kap. 5.2.7).
17. Für die zuverlässige Druckmessung im Druckraumsystem ist die örtliche Anordnung der Druckaufnehmer zu überprüfen (aus Kap. 6.1.2.4).
18. Angaben zur Leistung des Sprinklersystems bei maximal zulässigem Druck im DRS sind erforderlich (aus Kap. 5.2.7).

SU-A, zu 6., 9., 14. und 18

Es ist die Durchführung eines gemeinsamen Seminars zu Störfallanalysen vorgesehen. Zur Vorbereitung dieses Seminars bittet die deutsche Seite um rechtzeitige Übergabe der aktuellen thermohydraulischen Berechnungen des Hauptkonstruktors.

19. Für den Notfall erscheint die Nutzung der Sprinklerpumpen für ausgefallene Niederdrucknotkühlpumpen zur Nachwärmeabfuhr sinnvoll. Die Zuverlässigkeit der möglichen technischen Lösungen ist zu prüfen (aus Kap. 6.1.2.1).
20. Wenn die Verbindungsleitung zwischen heißem und kaltem Strang der Hauptumwälzleitung für die Verhinderung von Wasserverschlüssen erforderlich ist (was zu prüfen ist), sollten die Armaturen in der Verbindungsleitung

ständig in Offenstellung bleiben. Bei den Blöcken 7 und 8 sind für die Verbindungsleitungen keine Armaturen vorgesehen (aus Kap. 6.1.2.1).

21. Die Funktionsfähigkeit der Druckhalter-Sicherheitsventile ist für das Durchströmen von Dampf-Wasser-Gemisch und Wasser nachzuweisen (aus Kap. 6.1.2.4).
22. Der Druckaufbau in der Naßkondensationsanlage und im Druckraum ist für den Störfall "Offenbleiben von Druckhalter-Sicherheitsventilen" zu ermitteln. Gegebenenfalls sind Druckgeber im Schacht der Naßkondensationsanlage nachzurüsten (aus Kap. 6.1.2.4).
23. Es ist zu prüfen, ob die Leitungen, die Gebäudeabschlußarmaturen sowie Rohrleitungen zwischen dem DRS und den Gebäudeabschlußarmaturen auf den Primärkreisdruck ausgelegt sind (aus Kap. 6.1.2.7).
24. Die Hochdruck-Einspeiseleitungen des Notkühlsystems und die Einspeiseleitung des Volumenregelsystems weisen keine Ausschlagsicherungen auf. Es ist zu prüfen, ob durch Rohrleitungslecks Folgeausfälle auftreten können (aus Kap. 6.1.2.2).
25. Die ferritischen Abschlämmlleitungen und Notspeisewasserleitungen besitzen auch innerhalb des Druckraumsystems keine Ausschlagsicherungen. Es ist zu prüfen, ob Ausschlagsicherungen erforderlich sind (aus Kap. 6.1.3.6).
26. Es ist zu prüfen, ob bei einem Leck in einer Anschlußleitung des Primärkreislaufs außerhalb des DRS Folgeschäden an Gebäudeabschlußarmaturen und Rohrleitungen möglich sind (aus Kap. 6.1.2.7).
27. Es ist der Nachweis zu erbringen, daß der Sekundärkreislauf ausreichend gegen Eindringen von Seewasser gesichert ist (vor allem im Bereich der Abfahrkondensatoren) (aus Kap. 8.2.1).

A.3.2.3 Elektrotechnik

1. Prüfung der Notstrombilanz und gegebenenfalls Erhöhung der Dieselgeneratorleistung (aus Kap. 6.2.).

2. Die elektrische Energieversorgung der Hauptabsperrschieber (HAS) erfolgt im Notkühlanforderungs- und im Notstromfall über die Notstromdiesel. Für die Notstrombilanz ist die Leistungsaufnahme der HAS-Antriebsmotoren zu berücksichtigen (aus Kap. 6.1.2.6).

SU-B

Die Antwort wird in Kapitel 10.3.1 in der Stellungnahme zum Punkt 10 des Abschnittes A.3.1.2 gegeben.

3. Eignungsnachweis für die ins DRS verlegten Kabel (aus Kap. 8.2.3).
4. Eignungsnachweis für alle Schaltanlagen sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher aller Spannungsebenen bzw. Austausch der Schaltanlagen gegen eignungsgeprüfte (aus Kap. 8.2.3).
5. Nachvollziehbare Berechnung der maximalen und minimalen Kurzschlußströme und Ermittlung der minimalen Spannungsgrenzwerte für alle Verbraucher (aus Kap. 8.2.3).

SU-B, zu 4. und 5.

Auf der Grundlage durchgeführter Berechnungen sind gemeinsam mit dem Besteller des Blockes 5 Maßnahmen festgelegt worden:

- *Änderung der Einstellmarken*
- *Aufstellung zusätzlicher Automaten*
- *Umverlegung von Kabeln.*

6. Nachweis der ausreichenden Zuverlässigkeit der Einrichtungen zur unterbrechungsfreien Stromversorgung, Trennung der Funktionen zum Laden der Batteriesätze und zur Versorgung der sicheren Hauptverteilungen (aus Kap. 8.2.3).

A.3.2.4 Leittechnik

1. Aus den Analysen zum Bruch des Frischdampfsammlers geht nicht hervor, ob und wie sicher das Kriterium zur Reaktorschnellabschaltung "Überschreiten der Druckabfallgeschwindigkeit von 80 kPa für mindestens 5 s" erreicht wird.

Zur endgültigen Festlegung eines geeigneten Kriteriums sind noch weitere Untersuchungen erforderlich (aus Kap. 5.1.2 und 6.1.3.5).

SU-A

Im Projekt ist ein Einstellwert für den Störfall Frischdampfsammlerbruch zwischen 20 und 100 kPa/s vorgesehen.

Präzisierende Berechnungen zeigen die Zweckmäßigkeit, die Einstellung im Bereich zwischen 40 und 50 kPa/s vorzunehmen. Zusätzliche Untersuchungen sind nicht erforderlich. Die Rechnungen werden auf einem der nächsten Seminare vorgestellt.

2. Nachweis der Zuverlässigkeit von elektrischen Kontaktverbindungen, z.B. SUS-Antriebe (aus Kap. 8.2.2).
3. Überprüfung des Konzeptes der Stromversorgung von sicherheitsrelevanten Messungen und Verriegelungen einschließlich ihrer elektrischen Schutzrichtungen aufgrund einer Ausfalleffektanalyse, um den Ausfall von Schutzaktionen oder Auslösung von nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Schutzaktionen zu verhindern und sonstige Fehlauflösungen zu vermeiden, z.B. Entmischung der Sicherheitssysteme (aus Kap. 8.2.2).

A.3.2.5 Bautechnik

1. Die Abtragung der Belastungen aus Leckstörfällen im Maschinenhaus ist für die Durchführungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen in der Wand C ergänzend nachzuweisen (aus Kap. 4.2.2).
2. Inwieweit für das Einlauf- und Pumpenbauwerk eine Hochwassergefährdung besteht, kann erst nach Kenntnis der Hochwassereintrittshäufigkeiten ermittelt werden. Hier sind gegebenenfalls spezielle Schutzmaßnahmen durchzuführen (aus Kap. 7.1.3).
3. Unter Berücksichtigung der Standortgegebenheiten und probabilistischer Überlegungen ist zu überprüfen, ob bzw. inwieweit Ereignissen infolge eines Flugzeugabsturzes, äußerer Druckwellen aus chemischen Reaktionen und

äußerer Einwirkungen gefährlicher Stoffe eine Bedeutung zukommt (aus Kap. 7.1.3 und 7.2).

A.3.2.6 Administration

1. Nachweis ausreichender Qualifikation des Personals (aus Kap. 8.2.5).

A.3.3 Dokumentation und Unterlagen

A.3.3.1 Werkstoffe

1. Die vom Anlagenhersteller durchgeführten Rechnungen zu auftretenden Beanspruchungen an den RDB-Einbauten bei bestimmungsgemäßem Betrieb und Kühlmittelverluststörfällen sind vorzulegen (aus Kap. 4.1.3).

SU-A, zu 1.,3. und 4.

Die Fachleute der GRS schlagen die Durchführung eines trilateralen Seminars - BRD, Frankreich, UdSSR - zur Begründung der Lebensdauer von Komponenten von KKW mit WWER-440/W-213 zur Erörterung folgender Fragen vor:

- *Aufstellung und Kenndaten von Belastungen für Festigkeitsrechnungen, Normen zur Begründung der Festigkeit, Berücksichtigung von Betriebsdaten;*
- *Berücksichtigung und Analyse der Materialermüdung, einschließlich der Methoden zur Berechnung des Spannungszustandes;*
- *Methoden der Komponentenüberwachung während des Betriebes, einschließlich der Restlebensdauerüberwachung;*
- *Fragen zur Begründung der Erdbebenfestigkeit.*

Die Durchführung des Seminars wird für Oktober/November 1991 in der BRD vorgesehen.

2. Es ist ein Statusbericht auszuarbeiten, der den gegenwärtigen Wissensstand zur Verarbeitungssicherheit und zum Neutronenbestrahlungs- und Korrosions-

verhalten des Reaktordruckbehälterstahls 15Ch2MFA darstellt (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Die sowjetische Seite kann einen solchen Statusbericht erarbeiten. Die Termine und Bedingungen für die Übergabe des Berichtes werden von Atomenergoexport bestimmt.

3. Die in den Pässen enthaltenen mechanisch-technologischen Kennwerte können keiner Probenlage zugeordnet werden. Insbesondere sind die für die Zähigkeitsprüfungen verwendeten Probenformen nicht ausgewiesen. Hierzu sind ergänzende Informationen notwendig (aus Kap. 4.2.2).
4. Einzelne Zahlenangaben von mechanisch-technologischen Kennwerten bzw. chemischen Analysen, die erheblich von den Spezifikationen abweichen, sind zu überprüfen. Desweiteren sind Differenzen in den Zähigkeitsangaben, die u. U. aus Dimensionsumrechnungen entstanden sein können, zu klären (aus Kap. 4.2.2).
5. Zur Verfahrensprüfung der Austenit-Ferrit-Schweißverbindungen sind vertiefende Informationen notwendig insbesondere Reaktordruckbehälter-Stutzenhäuse (aus Kap. 4.2.2).
6. Für die Stutzen und das Lochfeld im Deckel des Reaktordruckbehälters ist ein Prüfkonzept vorzulegen (Ultraschallprüfung von innen, Inspektion mit Fernsehkamera von innen und außen) (aus Kap. 4.2.2).

SU-A, zu 5. und 6.

Die gewünschte Information kann vom Herstellerwerk unter Beteiligung des Hauptkonstruktors gegeben werden. Die deutsche Seite muß sich zu diesem Zweck an "Sarubeschatomenergostreu" wenden.

7. Für wiederkehrende Prüfungen der Hauptumwälzleitung und der Anschlußleitungen des Druckhalters ist eine mechanisierte Innenprüfung (Ultraschall, Sichtprüfung) vorzusehen. Für die Prüfung der Bogenlängsnähte ist das Prüfverfahren zu ertüchtigen (aus Kap. 4.2.2).

8. Für die Mischschweißnaht ist ein Prüfverfahren zu ertüchtigen (aus Kap. 4.2.2).
9. Für die Dampferzeuger-Heizrohre ist ein Prüfkonzept vorzulegen, das die Bodenbereiche einbezieht (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Es gibt die Möglichkeit der Kontrolle aller Dampferzeugerheizrohre von innen, d.h. von der Seite des Primärkreises unter Nutzung der Wirbelstromkontrollleinrichtung "System Interkontrol". In der Sowjetunion befindet sich derzeit diese Werkstoffprüfeinrichtung in der Erprobungsphase an den Dampferzeugern des WWER-1000 und kann auch für die Dampferzeuger WWER-440/W-213 angewendet werden.

SU-A Allgemeine Anmerkungen zu A.3.3.1 - Werkstoffe

- *Die GRS-Fachleute sind an der Durchführung gemeinsamer Arbeiten zum Vergleich in der Praxis angewandeter Festigkeitsrechnungen auf der Grundlage von KTA, ASME, sowjetischer und französischer Normen interessiert. Die deutschen Fachleute übergeben OKB Gidropress KTA- und französische Festigkeitsberechnungsnormen für Ausrüstungskomponenten von Reaktoranlagen. Die GRS-Fachleute baten um Übergabe der vom OKB Gidropress angefertigten Kommentare für sowjetische Normen und den ASME-Code. Die sowjetischen Fachleute sind mit dieser Übergabe im Rahmen einer abzuschließenden Vereinbarung einverstanden.*
- *Die GRS-Fachleute baten am Beispiel des KKW Stendal, die Berechnungsmethoden für Ausschlagsicherungen und Stützkonstruktionen zur Aufnahme der Lasten bei Rohrbrüchen darzustellen und zu erläutern. Die sowjetischen Fachleute erklärten sich im Rahmen einer abzuschließenden Vereinbarung dazu bereit.*

A.3.3.2 Bautechnik

1. Erarbeitung vollständiger und prüffähiger Nachweise der Standsicherheit, d. h. die Baustatik ist neu zu erstellen (aus Kap. 7.2.).

2. Für die Stahlzellenverbundbauweise ist eine "Allgemeine bauaufsichtliche Zulassung" oder aber eine "Zustimmung im Einzelfall" erforderlich (aus Kap. 7.2).
3. Folgende Unterlagen sind zu prüfen:
 - Ausbildung und Verankerung der Versatzteile
 - Abstützungen und Verankerungen der Komponenten
 - Strahlkräfte bei einem Störfall
 - Qualitätssicherung.

A.3.3.3 Administration

1. Erarbeitung eines Betriebshandbuchs, das den Anforderungen an Betriebshandbücher für Kernkraftwerke in der BRD entspricht (aus Kap. 8.2.5).
2. Bei der Überarbeitung der Betriebshandbücher sind die Prozeduren für das An- und Abfahren zu präzisieren (aus Kap. 6.1.3.9).
3. Einrichtung eines zuverlässigen, zentralen Änderungsdienstes der Anlagendokumentation (aus Kap. 8.2.5).
4. Anpassung der Anlagendokumentation an den tatsächlichen Anlagenaufbau (aus Kap. 8.2.5).

Anhang A.4

Berichte des Kurtschatow-Institutes zum Brennstabverhalten

A.4.1 Berechnung der kritischen Heizflächenbelastung von Brennstäben in Reaktoren vom Typ WWER

Die kritische Heizflächenbelastung berechnet sich nach

$$q_{\text{krit}} = 0,795 (1 - x) \exp(0,105 p - 0,5) * (\phi w) \exp(0,184 - 0,311 x) * (1 - 0,0185 p) \quad (1)$$

mit

q_{krit} - kritische Heizflächenbelastung in MW/m²

x - relative Enthalpie am Ort der Siedekrise

ϕw - Massengeschwindigkeit in kg/m² x s

p - Druck in MPa

Bei der Aufstellung der Formel wurden experimentelle Daten aus Experimenten mit sieben Stabbündeln und gleichmäßigem Wärmestrom über die Länge des Brennstabes benutzt. Zur Distanzierung der Brennstäbe wurden Gitter mit einem Gitterschritt von 12,2 bis 12,75 mm verwendet. Der axiale Abstand zwischen den Gittern beträgt 255 mm. Die beheizte Stablänge betrug 1,75 - 3,5 m. Neben den experimentellen Daten von OKB Gidropress wurden bei der statistischen Fehlerbearbeitung auch Daten des Kurtschatow-Instituts für 7-, 19- und 37-Stabbündel benutzt. Insgesamt wurden 77 experimentelle Punkte verwendet. Die Formel beschreibt alle 776 Punkte mit einem mittleren quadratischen Fehler von $\sigma = 13,1 \%$ und einer Abweichung vom Mittelwert von $\mu = 1,01$. Der Anwendungsbereich der Formel ist:

Druck	7,45 - 16,7 MPa
Massengeschwindigkeit	700 - 3800 kg/m ² x s
relative Enthalpie am Ort der Siedekrise	- 0,07 - + 0,4

Die Ungleichmäßigkeit des Wärmestromes über die Brennstablänge wird in der Formel mit einem Korrekturfaktor beschrieben:

$$q_{\text{krit}}^{\text{ungleichmäßig}} = q_{\text{krit}}^{\text{gleichmäßig}} \cdot F \quad (2)$$

mit $F = \left\{ \left[\int_0^z q(z) \cdot e^{-1} \cdot z^{-1} q(z) dz \right]^n \right.$

und $n = 3,79 - 19,61 [p/p_{\text{krit}}]^{10} + 17,88 [p/p_{\text{krit}}]^2$

sowie

$p_{\text{krit}} = 22, 13 \text{ MPa}$

$l = 55 d_t$ Relaxionslänge, m

$d_t =$ thermischer Durchmesser, m

Für die Bestimmung des Korrekturfaktors wurden 438 experimentelle Punkte herangezogen. Diese wurden an Stabbündeln mit ungleichmäßigem Wärmestrom über die Länge ermittelt. Die wichtigsten Informationen dieser Untersuchungen sind in zwei Arbeiten enthalten:

1. Experimentelle Untersuchungen und statistische Datenanalyse zur Siedekrise in Stabbündeln für Reaktoren des Typs WWER.
Autoren: J. A. Besrukow, W. I. Astachow, u. a..
Teplonergetika Nr. 2, 1976.
2. Untersuchungen über den Einfluß des axialen Wärmestromprofils des Brennstabes auf die Siedekrise im Stabbündel.
Autoren: W. I. Astachow, J. A. Besrukow, u. a..
Veröffentlichung des Seminars der RGW-Staaten Wärmephysik
TF-78,
Budapest, 1978, Seiten 589 - 600.

A.4.2 Untersuchungen zum Brennstabverhalten bei Störfällen

A.4.2.1 Software zum Brennstabverhalten bei Störfällen

Zur Durchführung von Berechnungen zum thermodynamischen Zustand der Brennstäbe in Störfällen wird der Code FRASM-PC genutzt. Dieser vervollkommnete und beschleunigte Code wurde auf der Grundlage des tschechischen Codes FRAS [1, 2] entwickelt. Der Code ist ein modular aufgebautes Berechnungsprogramm. In Übereinstimmung mit den Anforderungen aus der Genehmigung enthält dieses Programm verschiedene Blöcke, die die vielschichtigen physikalischen Prozesse innerhalb der Brennstäbe bei Störfällen berücksichtigen. Das Programm FRASM-PC ist für die Durchführung analytischer Berechnungen zum thermomechanischen Zustand der Brennstäbe von Leistungsreaktoren des Typs WWER bei Störfällen vorgesehen. Die Berechnung der einzelnen ablaufenden Prozesse erfolgt in den Programmmodulen. Die logische Struktur des Codes erlaubt die Zusammenfügung der einzelnen Berechnungen in einen einheitlichen Komplex. Der modulare Aufbau des Programmes erlaubt die ständige und schnelle Durchführung von Rechnungen sowohl mit dem Gesamtprogramm als auch mit einzelnen Modulen. Außerdem gestattet diese Programmstruktur die Rechnungen zu vereinfachen bzw. gemäß der gestellten Aufgabe unter Zuschaltung weiterer Module zu verkomplizieren. An den Code FRASM-PC kann die Unterprogrammbibliothek zur Beschreibung der Eigenschaften der Legierung N-1 [3] angeschlossen werden. Dieses Unterprogramm ist für die Bestimmung der sich ändernden physikalisch-mechanischen Eigenschaften der Brennstoffhülle während des Störfalles erforderlich. Dieser Programmbaustein basiert auf einer großen Anzahl von experimentellen Daten, die unter Laborbedingungen erhalten wurden. Die Unterprogrammbibliothek benutzt einen von 10 alternativen Modulen, die verschiedene experimentelle Daten zu den Hochtemperatureigenschaften der Brennelementhüllen einschließlich solcher aus Zirkoniumlegierung enthalten. Das erlaubt die Durchführung von vergleichenden Berechnungen mit unterschiedlichen experimentellen Daten, aber auch mit ausländischen Programmen sowie die Verifizierung des Codes anhand von verschiedenen Experimenten. Die einzelnen Strukturglieder des Programmbausteins enthalten Daten zur Korrosion und zu Zerstörungskriterien der Hülle. Das wird durch die Wichtigkeit der Prozesse, die mit diesen Modulen beschrieben werden, begründet. Der 1. Modul berechnet die Korrosion der Brennstabhülle bei hohen Temperaturen auf der inneren und äußeren Oberfläche. Das 3. Modul bestimmt die Zerstörungskriterien der Hülle bei Störfällen. Mit diesen Modellen wird die Leistung der ex-

othermischen Oxidationsreaktion und die Oxidationsgeometrie an der Brennstabhülle ermittelt, die in den anderen Modulen berücksichtigt werden. Die Berechnung der Oxidation der inneren Oberfläche erfolgt nach der Entdichtung der Hülle. Alle Module, die die Hülleneigenschaften beschreiben, beruhen auf einer Reihe experimenteller Daten, die an Proben aus einer Legierung N-1 ermittelt worden sind.

A.4.2.2 Verifizierung des Codes mit experimentellen Daten

Die Überprüfung des Codes erfolgte mit publizierten Daten aus Experimenten, die an speziellen Ständen mit nuklearer Aufheizung durchgeführt worden sind. Zur Gegenüberstellung mit berechneten Daten dieses Codes wurden experimentelle Daten, die in der Arbeit [4] publiziert worden sind, benutzt. Diese wurden zur Überprüfung des Codes für Störfallrechnungen mit sprunghaftem Reaktivitätsanstieg benutzt. Die Ergebnisse des Codes stimmten befriedigend mit dem Experiment überein. Das 2. Experiment, das zur Verifizierung des Codes FRASM-PC benutzt wurde, stellt die Simulation eines LOCA-Störfalls dar. Das Experiment M T-1 wurde am NRU-Reaktor für die Attestierung und Überprüfung des Codes FRAP-T6 [5] durchgeführt. In diesem Fall wurde das thermomechanische Verhalten der Brennstabmaterialien bei Druckabfall und Durchsatzverringern sowie für die Phase des Wiederbenetzens untersucht. Zur Attestierung des Codes wurde als Basis die gemessene Brennstabhüllentemperatur herangezogen und ein Vergleich der berechneten und experimentellen Daten zur Deformation und zur Zerstörungszeit durchgeführt. Die Berechnungsergebnisse korrelieren ausreichend gut mit den experimentellen Daten. Die Ergebnisse sind in der Arbeit [6] angeführt.

A.4.2.3 Rechnerische Analyse des Brennstabverhaltens von WWER bei Störfällen

Grundlage für die Erarbeitung des Codes war die Durchführung von Untersuchungen zum Einfluß des thermomechanischen Ausgangszustandes der WWER-440 Brennstäbe auf das Brennstabverhalten beim maximalen Auslegungsstörfall - Abriß der Hauptkühlmittelleitung NW 500 am Eintritt in den Reaktor - für verschiedene Betriebsphasen (Bestrahlungszustände der Brennstäbe) mit Berücksichtigung der Kenndatenstreuung für die Brennstäbe bzgl. des Bestrahlungsbeginsns. Als Ausgangsdaten für die Berechnungen wurden Testergebnisse von neutronenphysikalischen und hydrodynamischen Berechnungen für den Bruch der Hauptkühlmittelleitung am Eintritt in den Reaktor

WWER-440 benutzt. Dabei wurde die axiale Temperaturverteilung über die Brennstabhülle konservativ für den maximal belasteten Brennstab mit Berücksichtigung des Wiederbenetzens mit dem Ziel angenommen, den thermomechanischen Brennstabzustand detailliert zu analysieren. Zur Gewinnung der Ausgangsdaten wurden für die thermomechanischen Kennlinien der Brennstäbe Berechnungen mit dem Programm PINO4-M [7] benutzt. Mit diesem Programm wurden Rechnungen für Brennstäbe für den quasistationären Reaktorbetrieb durchgeführt. Wie die Ergebnisse der Berechnungen zeigen, erweist sich der innere Gasdruck als dominant für das Verhalten der Brennstäbe. Der innere Gasdruck wird nicht nur vom Ausgangszustand der Brennstäbe bestimmt, sondern von der Spannungsdeformation und dem thermischen Zustand während des Störfallablaufes. Die Streuung der betrieblichen Ausgangsdaten und der Abbrandzustände führen nicht zu einer größeren Verringerung der Sicherheit von Reaktoren WWER-440 aber zu einer Erhöhung der Unbestimmtheit des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfällen. Die Ergebnisse sind in der Arbeit [8] angeführt.

A.4.2.4 Experimentelle Daten zu physikalisch-mechanischen Eigenschaften der Brennstabmaterialien bei Normal- und Störfallbedingungen

Alle physikalischen mechanischen Eigenschaften der Brennstabmaterialien wurden unter speziellen Laborbedingungen im Temperaturbereich von 20 - 1200°C für die Brennelementhülle und bis zur Betriebstemperatur für den Brennstoff erhalten. Die Untersuchungen der Hülleneigenschaften unter Normalbedingungen erfolgten an bestrahlten Proben mit einer Neutronenfluenz von 10^{17} Neutronen/cm² bis 10^{21} Neutronen/cm² mit Bestrahlungstemperaturschritten bis zu 350°C. Alle wesentliche Kennlinien der physikalisch-mechanischen Eigenschaften der Brennstabhüllen sind in der Arbeit [3] angeführt und enthalten folgende Eigenschaften:

- Wärmephysikalische Konstanten (Temperaturen für die Phasenübergänge, spezifische Schmelzwärme, Schmelztemperatur);
- Spezifischer Wärmeinhalt;
- Wärmeleitkoeffizient;
- Diametrale und radiale thermische Ausdehnung;
- Axiale thermische Ausdehnung;

- Zähigkeitsmodul nach Junk;
- Poisson Koeffizient;
- Koeffizienten für das Festigkeitsgesetz;
- Berechnungen realistischer Deformationsdiagramme nach vorgegebenen Deformationen oder Spannungen im plastischen Bereich;
- Grenzwerte der mechanischen Eigenschaften;
- Anisotropiefaktoren der Elastizität;
- Strahlungsbedingtes Schwellen in verschiedene Richtungen mit Berücksichtigung der Texturkoeffizienten.

Zur Modellierung des Spannungsdeformationszustandes der Brennstabhüllen bei Störfällen werden Daten für die mechanischen Eigenschaften benutzt, die bei der Untersuchung des Hochtemperaturkriechverhaltens von nicht bestrahlten Proben unter Laborbedingungen oder an imitierten Brennstäben in speziellen Anlagen unter oxidierender und inerte Atmosphäre durchgeführt worden sind. Diese Daten werden zum Erhalt der funktionellen Abhängigkeiten der Kriechgeschwindigkeiten, der Kriech- und Deformationsgeschwindigkeiten im Hochtemperaturgebiet für verschiedene Methoden benutzt:

- Funktion in der Form des Norton-Gesetzes;
- Theorie der zähplastischen Deformation unter Nutzung der Flußtheorie nach Levi Mises;
- Spezielle Gleichung für den mechanischen Zustand (es wird der Code FRASM-PC genutzt):

$$\dot{\epsilon} = A (T) \sinh [B(T) * (T - T_0)]$$

wobei

$\dot{\epsilon}$ - die Geschwindigkeit für die plastische Deformation,

δ - Spannung,

δ_0 - Rückverformung,

T - Temperatur,

A, B - Koeffizienten.

Alle diese Modelle können für die Berechnung der Brennstabhüllendeformation bei Störfällen genutzt werden. Analoge Daten wurden für die Funktionen der Hüllenoxidation im Hochtemperaturbereich und für das Zerstörungskriterium erhalten. In den Codes werden alle Eigenschaften genutzt, die den thermomechanischen Zustand und das Brennstabverhalten unter verschiedenen Betriebsbedingungen von Reaktoren WWER und bei Störfällen modellieren.

Literatur zu Anhang A.4.2

1. F. Pazdera.
Programm FRAS für thermomechanische Berechnungen zum Brennstabverhalten in WWER bei Störfällen und für Überprüfungsrechnungen. Fragen zur Atomwissenschaft und -technik, Serie "Kerntechnisches Materialverhalten", Ausgabe Nr. 2 (27) 1988.
2. F. Pazdera, M. Valach, V. Vrtilkova.
Untersuchungen zu Leichtwasserreaktorbrennstabverhalten unter Störfallbedingungen.
IAEA-TC-579/24, Wien 10. - 13. November 1986.
3. B. J. Wolkow, W. F. Viktorow, P. A. Platanow, A. W. Rjasanzewa.
Unterprogramm-bibliothek zu physikalisch-mechanischen Brennstabhülleigenschaften aus der Legierung N-1,
Bericht des Kurtschatow-Institutes Nr. 4941, 1989.
4. N. Onishi, K. Ishijima, S. Tanzawa.
Bericht zur unterkühlten Filmsiede-Wärmeübertragung unter Reaktivitätsstörfallbedingungen in Leichtwasserreaktoren.
N. S. E. 1984, Vol. 88, Seiten 331 - 341.
5. T. Vanderkaa.
FRAP-T6 ein unabhängiges Programm zu den LOCA-Simulationsversuchen MT-1 am NRU Reaktor.

6. B. J. Wolkow, F. Pazdera, M. Valach, N. B. Sokolow, J. Linek.
Vergleich der Rechenprogramme FRAS, RAPTA, SSYST-3 mit Ergebnissen der Nachrechnung des Reaktorexperimentes MT-1 zum mechanischen Brennstabzustand.
Bilaterales Seminar CSFR-UdSSR im Dezember 1990.
7. P. N. Strijov, V. V. Yakovlev, F. Pazdera.
Verbesserte Version des PIN-Codes und seine Verifikation.
Preston, England, 19. - 22. 9. 1988, IAEA-TC-657/3.4.
8. B. J. Wolkow, W. W. Jakowlew
Rechnerische Untersuchungen zum Einfluß unbestimmter Ausgangswerte auf das thermomechanische Brennstabverhalten in WWER bei Kühlmittelverluststörfällen.
Englisch-sowjetisches Seminar April - Mai 1990.

A.4.3 Modellierung des Brennstabverhaltens in WWER Reaktoren unter Normalbetriebsbedingungen

A.4.3.1 Beschreibung des Programms PIN-Micro

Zur Modellierung des Brennstabverhaltens in WWER Reaktoren bei Normalbetriebsbedingungen (quasi stationärer Betrieb) wird das Programm PIN-Micro, das auf einem IBM-PC-AT installiert ist, benutzt [1 - 3]. Bild 1 zeigt die im Programm PIN-Micro benutzte Verknüpfung von Prozessen, die in Brennstäben vom Typ WWER ablaufen. Speziell für dieses Programm wurde ein Unterprogrammpaket erarbeitet, das die Eigenschaften der Legierung N-1 beschreibt. Diese Legierung wird als Hüllrohrmaterial in Brennstäben von WWER-440 benutzt. Dieses Programmpaket enthält einfache funktionelle Abhängigkeiten für das Kriechverhalten (strahlungs- und thermischbedingtes) und für das Strahlenwachstum der Hülle. Diese Abhängigkeiten wurden im Ergebnis der Begutachtung von Daten aus Innen- und Nachreaktoruntersuchungen gewonnen, die im Reaktor MR und in heißen Zellen des Kurtschatow-Instituts durchgeführt worden sind. Das Kriechverhalten der Hülle wurde unter stationären und instationären Bedingungen untersucht. Die Beschreibung einiger Modelle kann man in der Arbeit [2] finden. Für die Durchführung von Berechnungen mit Hilfe des Programmes PIN-Micro wird die realistische Bestrahlungsgeschichte der Brennstäbe unter Annahme von konstanter Leistung, Kühlmitteltemperatur und schnellem Neutronenfluß für einen Zeitschritt modelliert. Für jeden Zeitschritt werden folgende Daten ermittelt:

- radiale Temperaturverteilung im Brennstoff und in der Hülle;
- Breite des Spaltes oder Kontaktdruck zwischen Brennstoff und Hülle;
- Änderungen der Brennstoffabmaße infolge thermischer Ausdehnung, Ribbildung, Undichtigkeit und Schwellen;
- Änderungen der Hüllrohrmaße infolge von thermischer Elastizität, Kriechverhalten und Strahlenwachstum;
- Bildung und Freisetzung von gasförmigen Spaltprodukten in das freie Volumen des Brennstabes;
- Umwandlung der Brennstoffstruktur infolge Bildung von gleichachsigen und spaltenförmiger Körner, Bildung und/oder Vergrößerung der Zentralbohrung.

Außerdem wird für alle Brennstäbe die axiale Verlängerung der Brennstoffsäule und der Brennstofftabletten sowie des inneren Gasdruckes berechnet. Zur Berechnung der oben angeführten Brennstoffsäulendaten wird die Brennstoffsäule in axiale Segmente gleicher Länge (max. 20) eingeteilt, wobei jedes Segment wiederum in konzentrische radiale Ringe (max. 50) aufgeteilt wird. In jedem Note (Kontrollvolumen) werden alle Kenndaten des Brennstabes als konstant angenommen. Die Brennstabhülle wird in radialer Richtung nur als ein Note angesehen, d. h. es wird die Hypothese einer dünnen Hülle angewandt. Zur Verwirklichung eines diskreten Berechnungsschemas für die Felder von Temperatur, Deformation der Brennstofftabletten u. a. Kenndaten enthält das Programm einige ineinander verschachtelte Zyklen und Iterationsschleifen. In der innersten Iterationsschleife werden die Leitfähigkeit des Spaltes, die Temperaturfelder im Brennstoff, die radiale Verschiebung des Brennstoffes und der Hülle berechnet. Im Anschluß daran erfolgt segmentweise die Berechnung in axialer Richtung. Dieser Zyklus umfaßt Iterationsschleifen, die die Konvergenz bzgl. der Gaszusammensetzung und des Druckes innerhalb der Brennstabhülle gewährleisten. Der äußerste Zyklus ist ein Zeitzyklus, der die Leistungsgeschichte stufenförmig modelliert. Somit ist das Programm PIN-Micro ein integrales, originalmaßstäbliches, axial-symmetrisches, thermomechanisches Programm. Das Programm PIN-Micro ist nach seiner Struktur ein quasi zweidimensionales oder genauer ein 1,5 dimensionales Programm. Das bedeutet, daß die Felder von Temperatur, Deformation, Gasfreisetzungen, Leitfähigkeit des Spaltes u. a. für jedes axiale Segment unabhängig mit einem eindimensionalen Lösungsverfahren berechnet werden. Die Verbindung zwischen den einzelnen Segmenten erfolgt durch die Berechnung der Verlängerung der Brennstabsäule und der Tabletten, des Kompensationsvolumens, der Gaszusammensetzung und des Druckes unter der Brennstabhülle. Die Zusammensetzung der gasförmigen Spaltprodukte, die aus den verschiedenen axialen Segmenten freigesetzt werden, und der Gasinnendruck werden für alle axiale Segmente des gesamten Brennstabes innerhalb eines Zeitschritts gleich angenommen.

A.4.3.2 Verifizierung des Programms PIN-Micro

Die Überprüfung der Ergebnisse des Rechenprogramms PIN-Micro erfolgte durch Vergleich mit einigen integralen Brennstabkennwerten aus entsprechenden Innen- und Nachreaktoruntersuchungen, die vom Kurtschatow-Institut durchgeführt worden sind. Zur Verifizierung wurden Daten herangezogen die aus gut untersuchten Brennstäben stammen, d. h. die mit Incoregebern versehen waren. Die hauptsächlichen Kenndaten

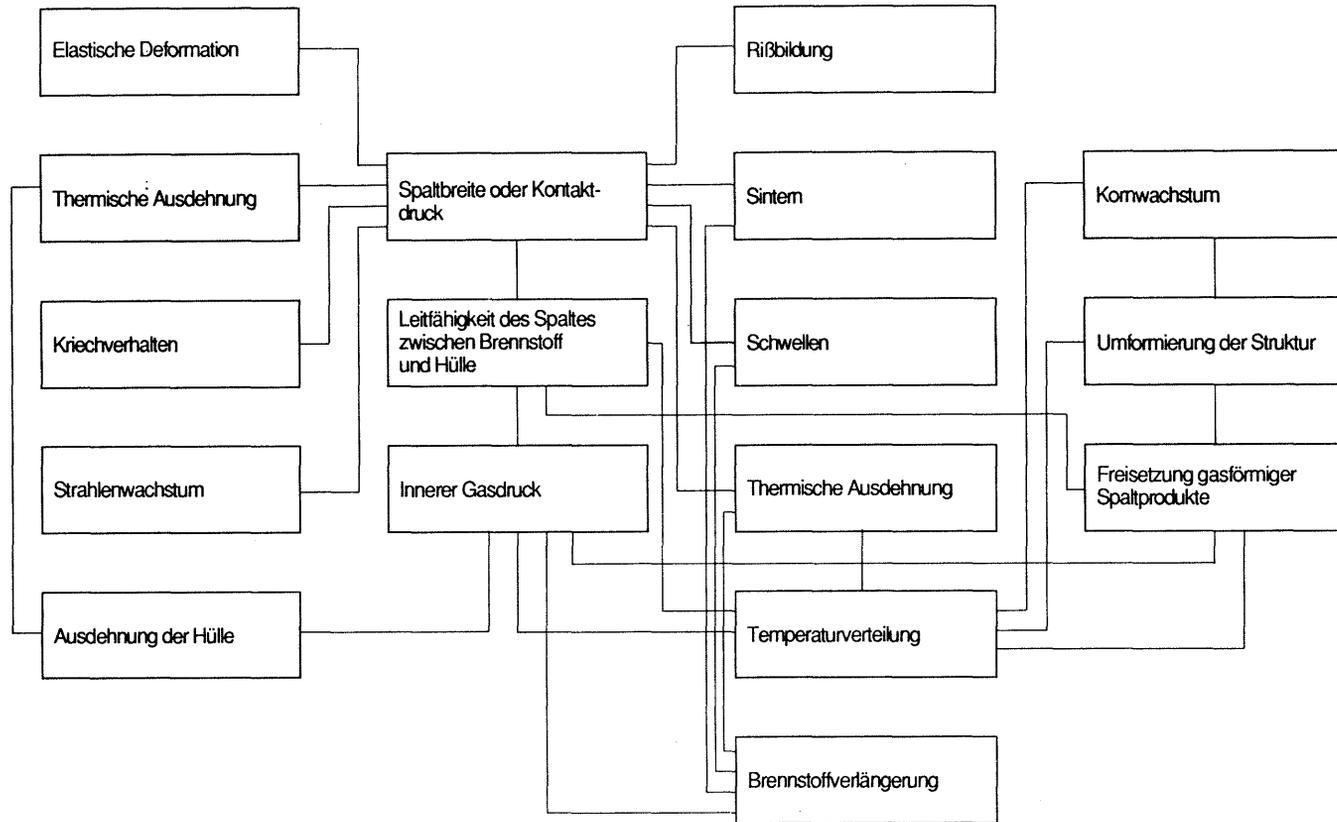
der Brennstäbe, für die der Vergleich zwischen berechneten und experimentell ermittelten Daten durchgeführt wurden, sind Temperatur im Brennstoffzentrum, innerer Gasdruck, Verlängerung des Brennstoffes und der Brennstofftableten. Sie wurden während der Bestrahlung gemessen. Bei der Verifizierung des Programmes PIN-Micro wurden insbesondere Daten aus dem sowjetisch-finnischen experimentellen Programm SOFIT [1] benutzt. Zur Verifizierung des Programmes bei hohen Abbränden wurden Nachreaktoruntersuchungsdaten einschließlich Untersuchungen an Originalbrennstäben benutzt, die sich über drei Reaktorbeschickungen am 4. Block des KKW Novoworonesh befanden. Für diese Daten gab es eine gute Übereinstimmung mit dem Programm PIN-Micro. Das beweist seine Anwendbarkeit für die Modellierung des Brennstabverhaltens in Reaktoren WWER unter Normalbetriebsbedingungen. Genauer kann man sich über die Verifizierungsergebnisse in den Arbeiten [2 - 3] informieren. Als Beispiel zur Nutzung des Programmes PIN-Micro werden im nächsten Abschnitt die Berechnungsergebnisse zur Optimierung des inneren Gasdruckes in Brennstäben für Reaktoren WWER-440 angegeben.

A.4.3.3 Optimierung des Anfangsgasdruckes in Brennstäben für Reaktoren WWER-440 mit erhöhter Leistung

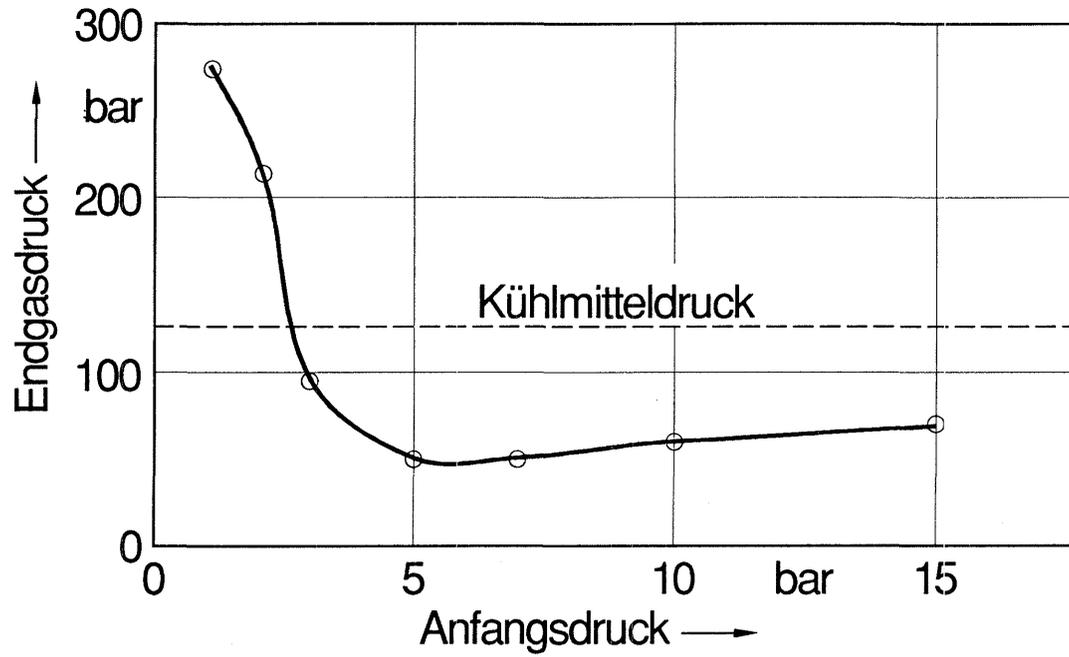
Wie bekannt ist, verbessert ein gewisser Überdruck die wärmephysikalischen Kennwerte der Brennstäbe. Zur Optimierung des Anfangsgasdruckes für Brennstäbe von Reaktoren WWER-440 erhöhter Leistungen wurden eine Reihe Variantenberechnungen mit unterschiedlichen Drücken durchgeführt. Die Optimierung erfolgte nach der Größe des Endinnendruckes, der sich als wichtige Kenngröße für die Analyse von Störfällen erwiesen hat. In Zeichnung 2 sind die Ergebnisse dieser Optimierung dargestellt. Es ist zu erkennen, daß der optimalste Wert für den Anfangsgasdruck für Brennstäbe dieses Typs 5 - 7 bar ist. Eine weitere Erhöhung des Druckes führt nicht zu einer Verbesserung der wärmephysikalischen Kenndaten der Brennstäbe.

Literatur zu Anhang A.4.3

1. Strijov P. et al. "Research of VVER-440-type Fuel Rods in MR-reactor"., IAEA International Symposium on Improvements in Water Reactor Fuel Technology and Utilization, Stockholm, Sweden, 15 - 18 September 1986.
2. Strijov P. et al. "An improved version of the PIN code and its verification"., IAEA Technical Committee Meeting on Water Reactor Fuel Element Computer Modelling in Steady-State, Transient and Accident Conditions. Preston, England, 19 - 22 September 1988.
3. Strijov P. et al. "Computer and experimental VVER fuel rod modelling for extended burnup", IAEA Technical Committee Meeting on Fuel Performance at High Burnup for Water Reactors, Studsvik, Sweden, 5 - 8 June 1990.



Zeichnung 1: Prozessablaufschemata in Brennstäben für WWER-Reaktoren



Zeichnung 2: Optimierung des Anfangsdruckes in Brennstäben für WWER-440