

Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

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

Gemeinsamer deutsch-sowjetischer Bericht

Gesellschaft für Reaktorsicherheit gemeinsam mit
Kurtschatow-Institut für Atomenergie, OKB Hidropress und
Atomenergoprojekt

**Оценка безопасности
атомной электростанции Грайфсвальд,
5 блока (ВВЭР-440/В-213)**

Совместный германо-советский отчёт

Общество по Реакторной Безопасности (ГРС)
ИАЭ им. Курчатова, ОКБ Гидропресс и
Атомэнергопроект



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

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

Gemeinsamer deutsch-sowjetischer Bericht

Gesellschaft für Reaktorsicherheit gemeinsam mit
Kurtschatow-Institut für Atomenergie (wissenschaftliche Leitung)
OKB Hidropress (Hauptkonstrukteur) und
Atomenergoprojekt (Generalprojektant)

**Оценка безопасности
атомной электростанции Грайфсвальд,
5 блока (ВВЭР-440/В-213)**

Совместный германо-советский отчёт

Общество по Реакторной Безопасности (ГРС) совместно с
ИАЭ им. Курчатова (научное руководство)
ОКБ Гидропресс (главный конструктор) и
Атомэнергопроект (главный проектировщик)

март 1992

GRS-88 (März 1992)
ISBN 3 - 923875 - 38 - X

Deskriptoren

DWR, Betriebserfahrung, Kühlsystem, Sicherheitseinrichtung, Reaktorsicherheit, Werkstoffprobleme, Sicherheitseinschluß, Leittechnik, übergreifende Einwirkungen, Strahlenschutz, äußere Einwirkungen, Brennstabverhalten.

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	44
4.1.2	Thermohydraulische Kernauslegung	45
4.1.3	Mechanische Auslegung der Reaktordruckbehältereinbauten und des Kerns	46
4.1.4	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung	49
4.2	Druckführende Komponenten des Primär- und des Sekundärkreises	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-Kollektors	73
	Literatur zu Kapitel 5	75
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 Primärkreises außerhalb des Druckraumsystems	85
6.1.3	Ereignisabläufe für Transienten	85
6.1.3.1	Ausfall der Hauptwärmesenke	85
6.1.3.2	Ausfall des Speisewassersystems	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	90
6.1.3.8	Ausfall des Hauptkühlwassersystems und der Nebenwasserkühlsysteme	90
6.1.3.9	An- und Abfahrvorgänge	91
6.1.3.10	ATWS-Störfälle	92
6.1.4	Zusammenfassung	92
6.2	Elektrische Energieversorgung	93
6.3	Leittechnik	96
6.4	Ergonomie	98
	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	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	Maschinentechnik	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 vorliegenden Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks 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	134
10.3	Stellungnahme des Generalprojektanten zu Anhang A.3	135
10.3.1	Stellungnahme zu Ertüchtigungsmaßnahmen	135
10.3.2	Stellungnahme zu Analysen und Nachweisen	138
10.4	Schlußfolgerungen	138
	Anhang	
A.1	Kernkraftwerke der Baulinie WWER-440/W-213	140
A.2	Beteiligte Firmen und Institutionen	142
A.3	Zusammenstellung der aus den Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen und der für weitere Prüfungen erforderlichen Analysen und Unterlagen	143
A.3.1	Ertüchtigungsmaßnahmen	143
A.3.1.1	Werkstoffe	143
A.3.1.2	Verfahrenstechnik	146
A.3.1.3	Elektrotechnik	152
A.3.1.4	Leittechnik	153
A.3.1.5	Bautechnik	159
A.3.1.6	Administration und Betriebsführung	161
A.3.2	Analysen und Nachweise	163
A.3.2.1	Werkstoffe	163
A.3.2.2	Verfahrenstechnik	165
A.3.2.3	Elektrotechnik	170
A.3.2.4	Leittechnik	171
A.3.2.5	Bautechnik	172

A.3.2.6	Administration	172
A.3.3	Dokumentation und Unterlagen	173
A.3.3.1	Werkstoffe	173
A.3.3.2	Bautechnik	175
A.3.3.3	Administration	175
A.4	Analysen des Kurtschatow-Institutes zum Brennstabverhalten	176
A.4.1	Berechnung der kritischen Heizflächenbelastung von Brennstäben in WWER-Reaktoren	176
A.4.2	Untersuchungen zum Brennstabverhalten bei Störfällen	178
A.4.2.1	Software zum Brennstabverhalten bei Störfällen	178
A.4.2.2	Verifizierung des Codes mit experimentellen Daten	179
A.4.2.3	Rechnerische Analyse des Brennstabverhaltens bei Störfällen	179
A.4.2.4	Experimentelle Daten zu physikalisch-mechanischen Eigenschaften der Brennstabmaterialien bei Normal- und Störfallbedingungen	180
	Literatur zu Anhang A.4.2	182
A.4.3	Modellierung des Brennstabverhaltens in WWER-Reaktoren unter Normalbetriebsbedingungen	184
A.4.3.1	Beschreibung des Programms PIN-Micro	184
A.4.3.2	Verifizierung des Programms PIN-Micro	185
A.4.3.3	Optimierung des Anfangsgasdruckes in Brennstäben für Reaktoren WWER-440 mit erhöhter Leistung	186
	Literatur zu Anhang A.4.3	187
	Zeichnungen zu Anhang A.4.3	188

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 die vorliegende Sicherheitsbeurteilung gemeinsam mit sowjetischen Experten durchgeführt. Von sowjetischer Seite nahmen an der Sicherheitsbeurteilung teil: Minatomenergoprom der UdSSR (Ministerium für Atomenergieindustrie), Gospromatcmenergonadsor der UdSSR (Staatskomitee für die Aufsicht), das Kurtschatow-Institut für Atomenergie, Atomenergoprojekt (Projektant), OKB Gidropress (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 wichtigsten vorgeschlagenen 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.

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. Fachliche Beurteilung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage.
2. 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. 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 Atomenergoprojekt Moskau und des Konstrukteurs OKB Gidropress teilgenommen.

Zu den für das Kernkraftwerk Greifswald, Block 5 (WWER-440/W-213), durchgeführten Untersuchungen wurde im Verlauf der Zusammenarbeit von sowjetischer Seite eine fachliche Stellungnahme erarbeitet. Dabei wurde festgestellt, daß beide Seiten grundsätzlich in der Beurteilung der Untersuchungsergebnisse und in den Schlußfolgerungen - den daraus abzuleitenden Empfehlungen und Ertüchtigungsmaßnahmen - übereinstimmen. Die sowjetische Stellungnahme wird als Teil dieses Berichtes (Kapitel 10) veröffentlicht.

Als Ergebnis der stattgefundenen Diskussionen zwischen dem Ministerium für Atomenergie und Atomindustrie (UdSSR) und der GRS (Bundesrepublik Deutschland) kamen beide Seiten überein, einen gemeinsamen Bericht zur Untersuchung der Sicherheit des KKW Greifswald, Block 5, in russischer und deutscher Sprache zu veröffentlichen.

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 Gespräche zur Abklärung technischer Fragen 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 ausführlichere Fassung der Untersuchungen ist in Arbeitsberichten 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 aufgeführt. Eine Liste aller technischen Einzelmaßnahmen, die aus den Untersuchungen aufgeführt 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 (Bild 2-3), an.

Anlagen des Typs WWER-440/W-213 besitzen zur Wärmeabfuhr folgende Systeme:

- **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.
- **Kühlwassersysteme:**
Das Hauptkühlwassersystem führt die Wärme aus den Turbinenkondensatoren ab. Zur Kühlung weiterer betrieblicher und der sicherheitstechnischen Einrichtungen dienen zwei mit Seewasser beaufschlagte Nebenkühlwassersysteme, denen zwei Zwischenkühlkreisläufe zugeordnet sind.

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

2.1 Primärkreis

Der Primärkreis (Bild 2-4 und Bild 2-5) besteht aus einem wassergekühlten und wassermoderierten 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 Primärkreis 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 ferritischem Stahl gefertigt und mit einer austenitischen Plattierung ausgekleidet. Die obere Stutzebene im oberen Stutzenring enthält sechs Austrittsstutzen DN 500 zum Anschluß der heißen Stränge, die untere Stutzebene im unteren Stutzenring sechs Eintrittsstutzen DN 500 zum Anschluß der kalten Stränge der Hauptumwälzleitungen. Desweiteren befinden sich in

beiden Stutzebenen je zwei Stutzen DN 250 zum Anschluß von vier Kernflutbehältern und in der oberen 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-Anlagen sind wie die der W-230-Anlagen großvolumige, liegende Behälter mit horizontal verlaufenden Wärmetauscherrohren (Heizrohre). 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 fünf 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 eine geringere Ausdampfgeschwindigkeit und eine einfachere Wasserabscheidung bewirkt. 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 des Speisewassersystems. Die Leitungen des Frischdampf- und des 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 sechs Dampferzeuger (DE) und zwei Turbogeneratoren (TG). Jedem Turbogenerator sind drei Dampferzeuger und drei Frischdampfleitungen zugeordnet.

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

Jeder Dampferzeuger verfügt über zwei eigenmediumgesteuerte Sicherheitsventile (2 x 50%) mit je einem Magnet-/Feder-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 absperbaren 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 zwei Umleitstationen (BRU-K) je Halbwert in die Turbinenkondensatoren geleitet, sofern diese verfügbar sind. Die Leistung dieser Umleitstationen beträgt etwa 70 % der Nennleistung der Dampferzeuger.

- Speisewassersystem

Es sind fünf 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, Halbwerke aufgeteilt.

Je zwei Speisewasserpumpen, die aus je einem Speisewasserbehälter fördern, sind jeweils drei Dampferzeugern zugeordnet. Die fünfte Speisewasserpumpe, als Reservepumpe, kann bei Bedarf wahlweise aus einem der beiden Speisewasserbehälter (Halbwerke) fördern. Die Pumpen speisen je Halbwerk über eine Druckleitung hinter den Hochdruckvorwärmern (HDV) in den oberen Speisewassersammler, der ebenso wie der Frischdampfsammler in zwei während des Normalbetriebes nicht getrennte Halbwerke 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 sowie vom Füllstand des jeweiligen Speisewasserbehälters nach Unterschreiten des Füllstandsgrenzwertes. Außerdem befindet sich auf der 14,7 m Bühne zur Füllstandsregelung in der Zuleitung zu jedem Dampferzeuger 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 Primärkreises und der Sekundärseite der Dampferzeuger sowie
- die Absperrbarkeit der Hauptumwälzleitungen.

Im Vergleich zur Baulinie W-230 ist die jüngere Baulinie W-213 mit erheblich verbesserten sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgerüstet. So verfügen ihre Sicherheitssysteme über höhere Kapazitäten und sind größtenteils redundant als 3 x 100 %-Systeme ausgelegt. Sie sind weitgehend getrennt von den Betriebssystemen ausgeführt.

Die Baulinie W-213 besitzt 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 boriertem 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 Kernflutsystem 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 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-Borsäurevorratsbehälter (40 g Bor/kg Wasser) und für jeden Strang der ND-Einspeisung ein 500 m³-Borsäurevorratsbehälter (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 (12,2 - 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-Borsäurevorratsbehälter 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 Borsäurevorratsbehältern 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. Beginnend mit den Notspeisepumpen ist es dreisträngig aufgebaut. Jede Notspeisewasserpumpe versorgt zwei Dampferzeuger. Einer der drei Stränge wird über die 14,7 m-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 aus den Abfahrkondensatoren der sekundären Abkühlanlagen ab. Im Notstromfall werden die Abfahrkondensatoren vom NKW-A getrennt.

Der Zwischenkühlkreislauf 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 Zuspaisystem 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, zwölf übereinander quer zum Schacht angeordneten Wannenn mit boriiertem Wasser und den Luftfallen besteht. Es ist über vier größere und zwei 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 Wannenn eingeleitet und dort kondensiert.

Steigt der Druck oberhalb der Wannenn 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 zwei Überströmklappen DN 250 eingebaut, die nur zum Schacht hin öffnen. Bei einem Druckanstieg im Schacht auf $0,16$ MPa werden sie im geschlossenen Zustand verriegelt.

Durch die Kondensation des Dampfes in der Wasservorlage der Wannenn und an im Druckraumsystem befindlichen Strukturen fällt der Druck im Schacht unter den Druck oberhalb der Wannenn. Durch diese Druckumkehr wird ein Teil des Wassers aus den Wannenn in den Schacht gedrückt. Dabei wird das ausströmende Wasser unterhalb der Wannenn 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 Wannenräumen. Der Wasservorrat bleibt für möglicherweise nachfolgende größere Lecks erhalten.

2.4.5 Lufotechnische Anlagen

Die lufotechnischen 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 Zwischenkühlkreislauf 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

Eine 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 Dieseldieselelgenerator gespeist wird. Die Notstrom-Hauptverteilung ist über Thyristoren mit zwei sicheren Hauptverteilungen verbunden. Im Normalbetrieb werden die Gleichstrom-Hauptverteilungen über zwei reversible Motorengeneratoren (RMG) von den sicheren Hauptverteilungen versorgt. Im Notstromfall gewährleistet eine Batterie bis zum Wirksamwerden der Dieseldieselelgeneratorversorgung die unterbrechungslose Stromversorgung. Nach Einspeisung der Notstrom-Dieseldieselelgeneratoren 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 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 Kernüberwachung, 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 Umschaltvorrichtung 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 Kernnotkühlsystem mit gestaffelter Zuschaltung der Notstromverbraucher sowie die Steuerung der Not- und Nachkühlkette und des Gebäudeabschlusses.

Die weiteren Steuersysteme sind vorgesehen u. a. für die Frischdampfabblesestationen (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 Grenzsinalgebern zugeleitet. Eine Mehrfachsetzung der Signale erfolgt grundsätzlich nicht. Als Grenzsinalgeber 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 Reaktor-leistungsabsenkung 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 dreisträngig aufgebaut. Jeder Strang besteht aus je zwei Kanälen. Innerhalb eines Kanals erfolgt die Meßwerterfassung und Grenzsinalbildung grundsätzlich dreifach mit 2v3-Auswahl, beim SUS-System in Einzelfällen auch vierfach 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 (Geberfehlanspassung) und Überwachung der Meßkanalspannungsversorgung. Die eingestellten Grenzwerte sind nicht überwacht.

Die elektrische Versorgung der Sicherheitsleittechnik 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
- 2-3: Detail der Naßkondensationsanlage WWER-440/W-213
- 2.4: Primärkreis WWER-440/W-213
- 2-5: Anordnung der Komponenten des Primärkreises 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: Notspeisewassersystem 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

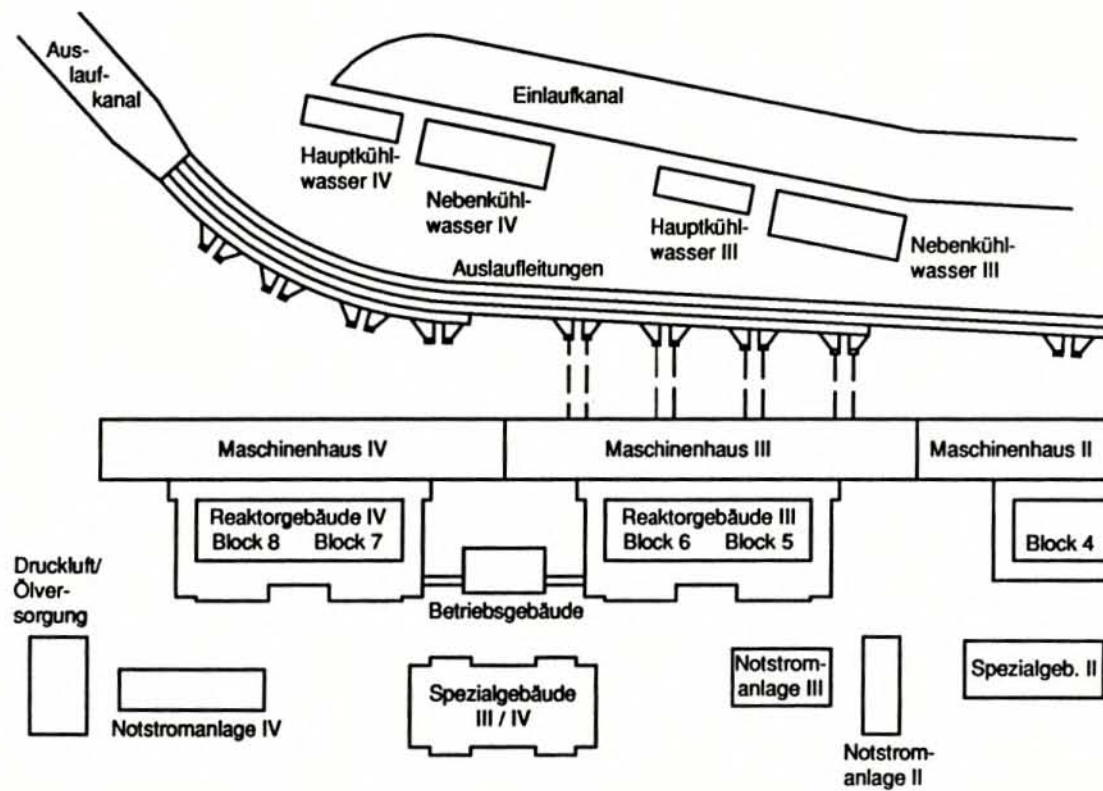
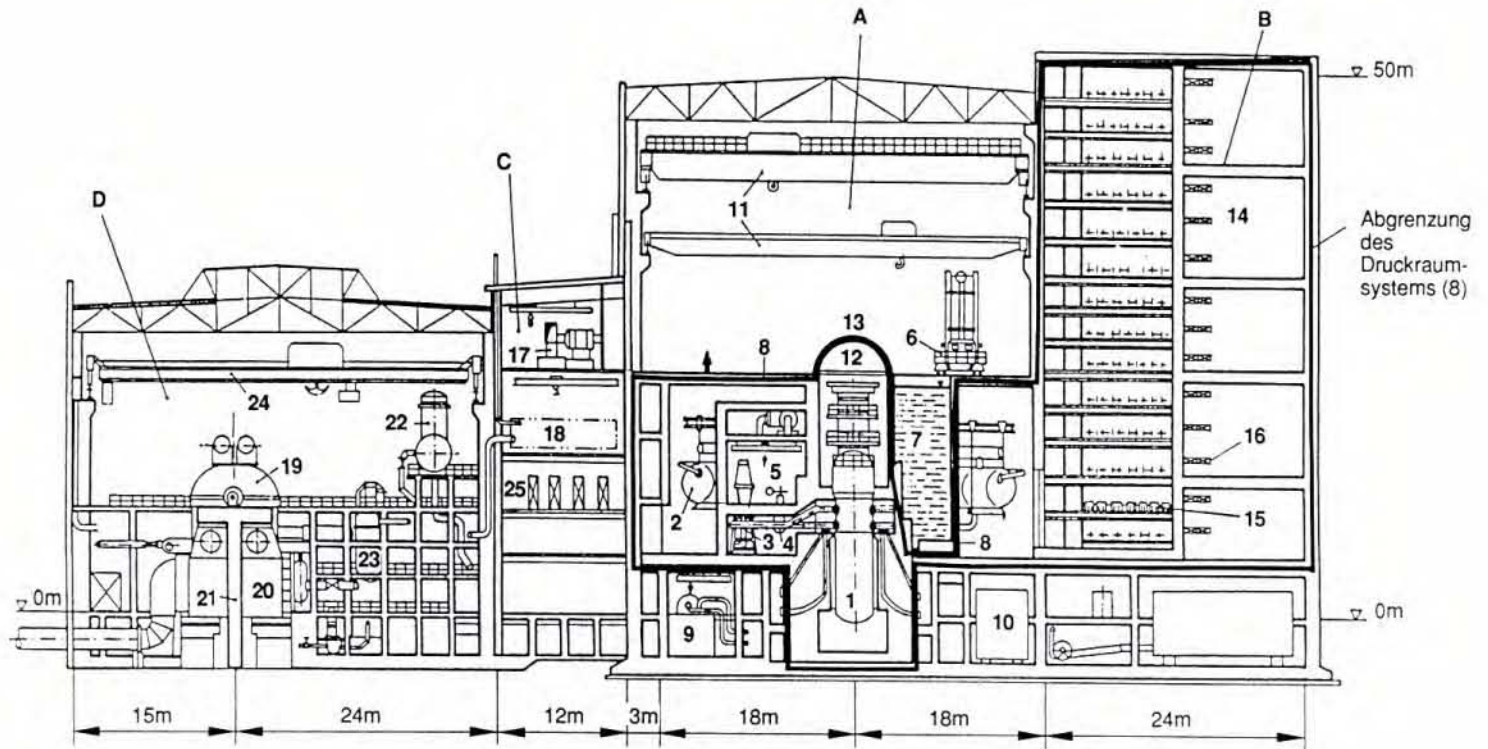
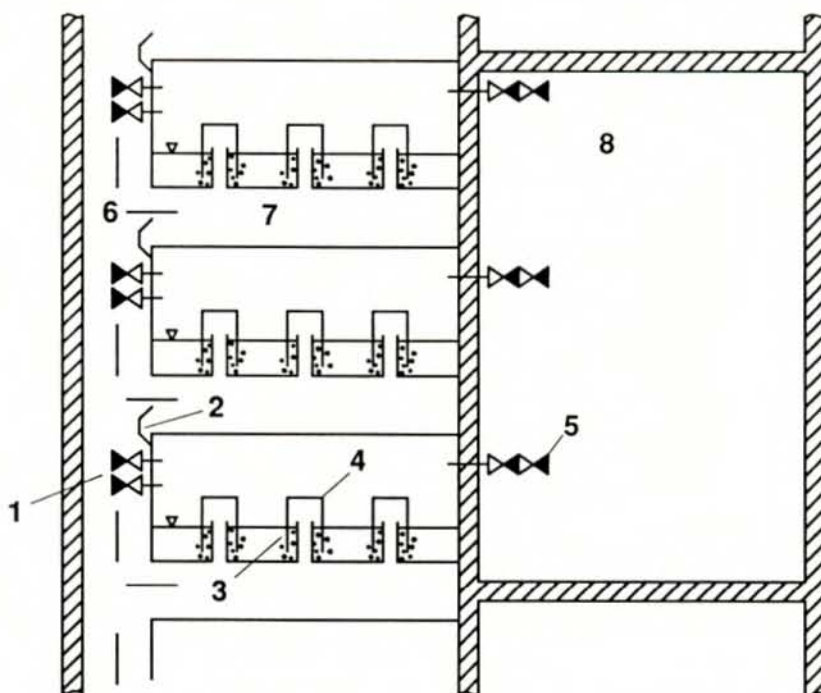


Bild 2-1: Gebäudeanordnung KKW Nord III/IV (Blöcke 5-8), WWER-440/W-213



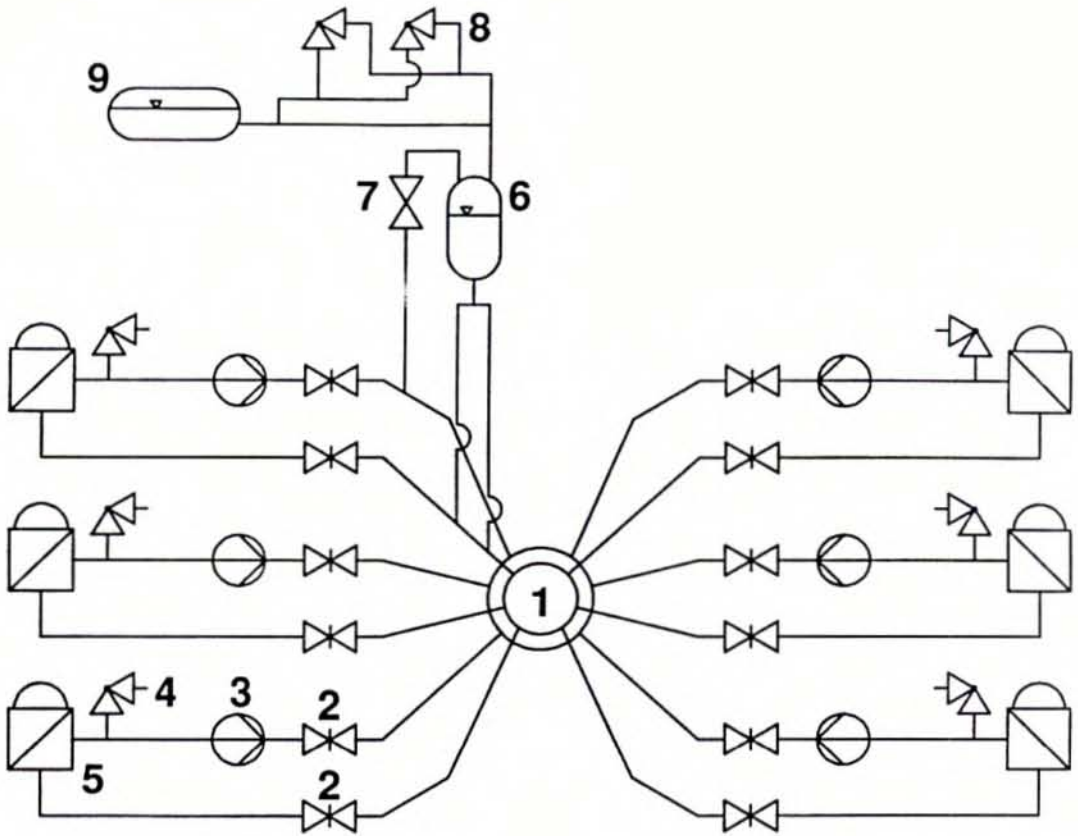
- | | | | |
|---|--|---|--------------------------------|
| A Reaktorgebäude | 6 Umlademaschine | 15 Einpervorrichtung | 23 Vorwärmer |
| B Naßkondensationsanlage | 7 Abklingbecken | 16 Rückschlagklappen | 24 Maschinenhauskran |
| C Mittelbau | 8 Druckraumsystem | 17 Zuluftanlage | 25 E- und Leittechnische Räume |
| D Maschinenhaus | 9 Zuspeisewassersystem | 18 Reduzierstationen und Sicherheitsventile (14,7m Bühne) | |
| 1 Reaktordruckbehälter | 10 Behälter für Borsäure | 19 Turbine | 20 Kondensator |
| 2 Dampferzeuger | 11 Reaktorsaalkräne (Apparatehauskräne) | 20 Kondensator | 21 Turbinentisch |
| 3 Hauptumwälzpumpe | 12 Reaktordeckelschacht (Umladebecken) | 22 Speisewasserbehälter mit Entgaser | |
| 4 Hauptabsperrschieber | 13 Schutzhaube | | |
| 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 500 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 WWR-440/W-213

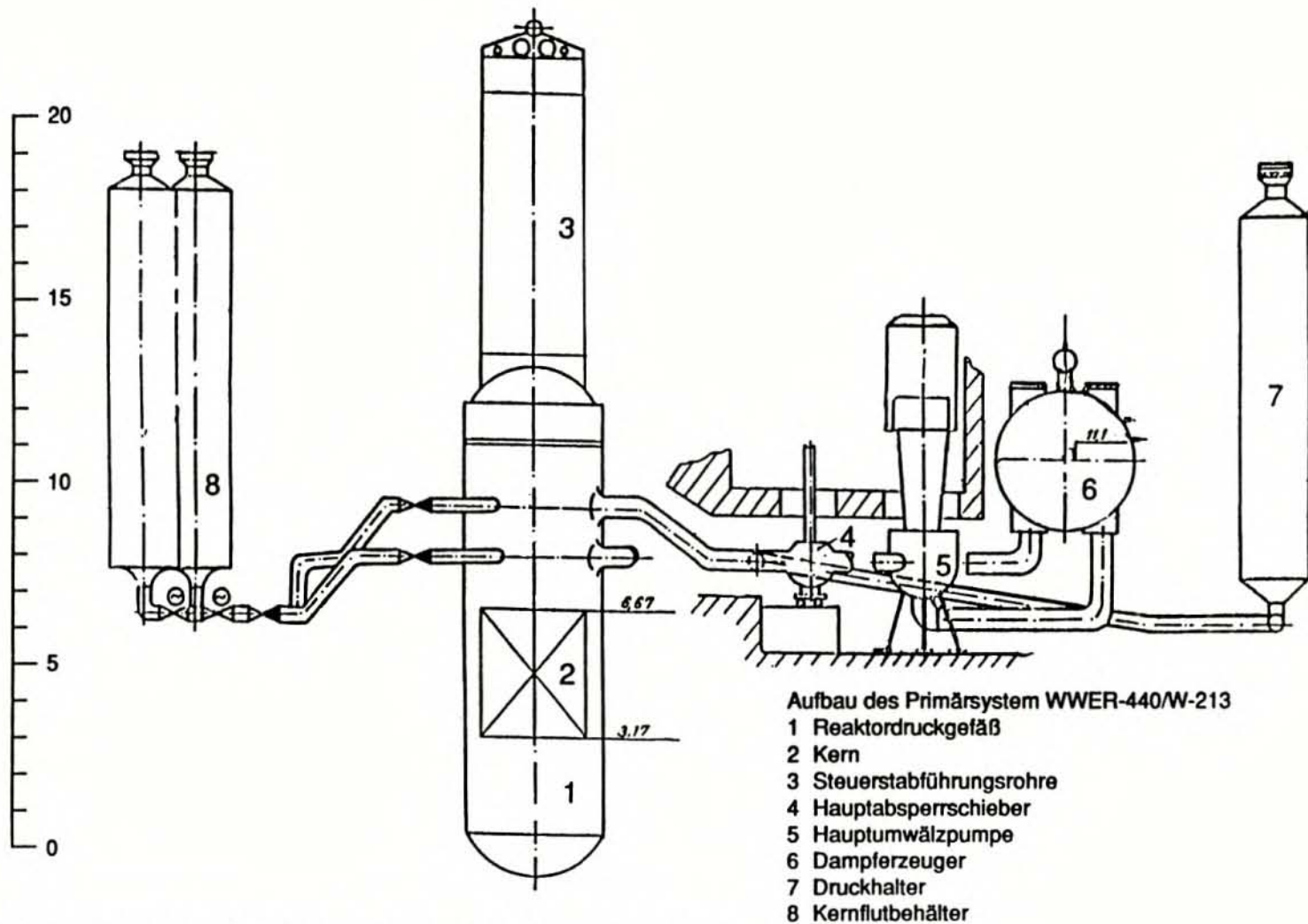


Bild 2-5: Anordnung der Komponenten des Primärsystems WWER-440/W-213

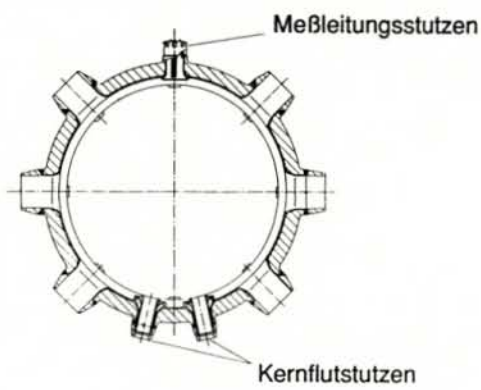
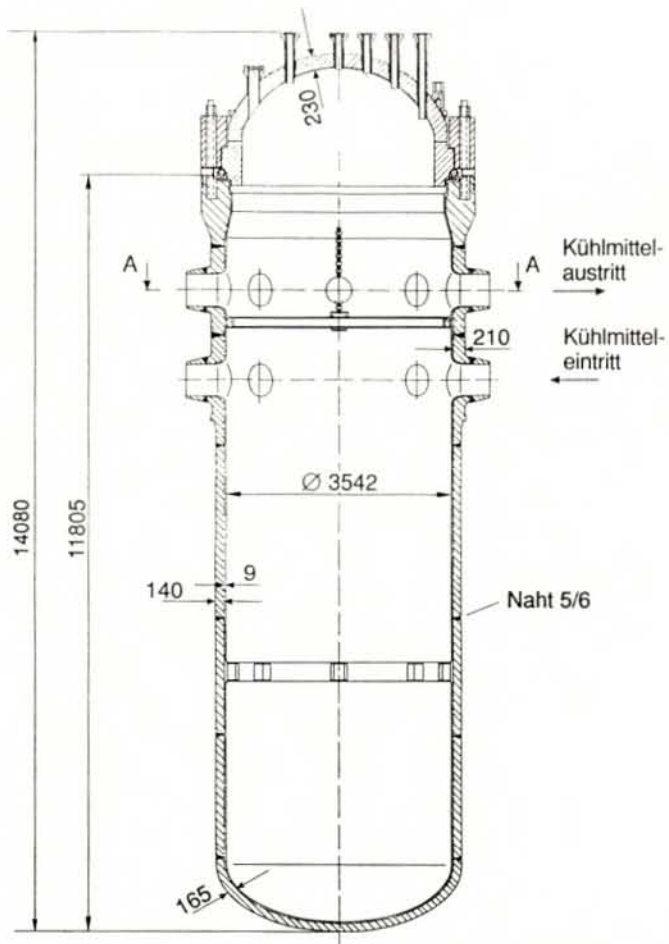


Bild 2-7: Reaktordruckbehälter WWER-440/W-213

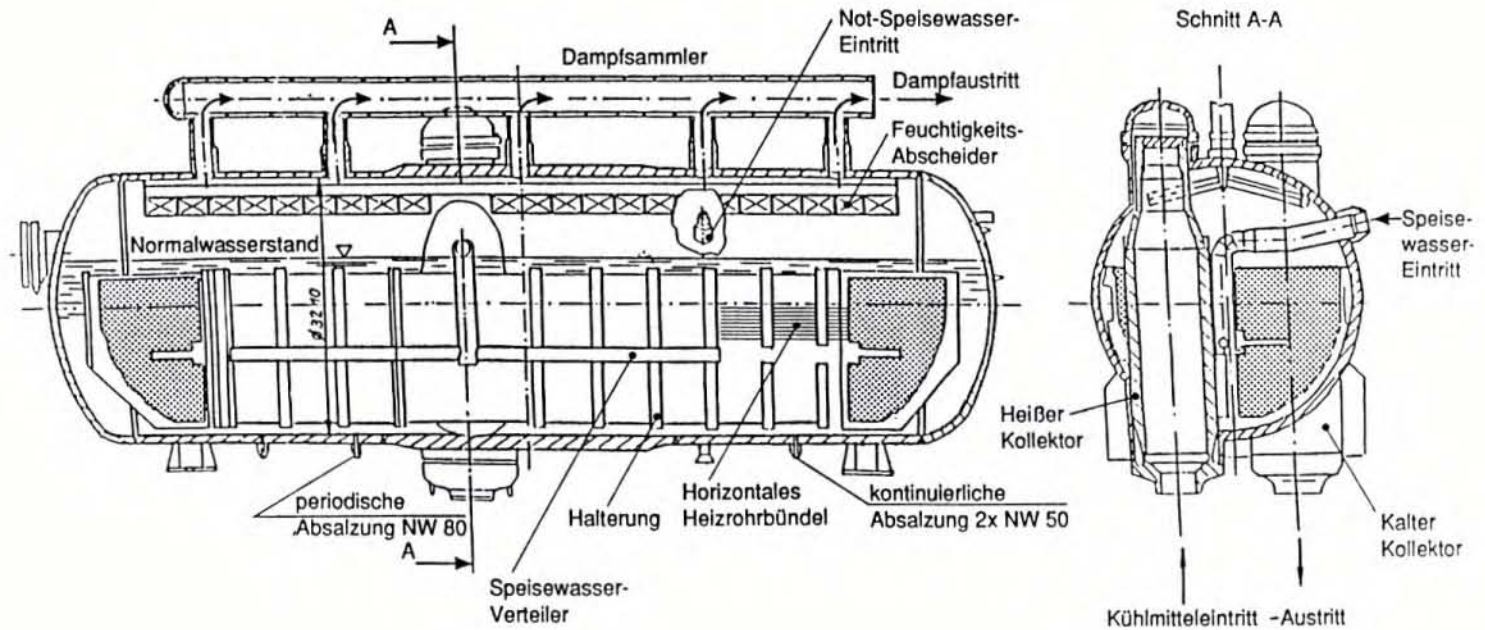
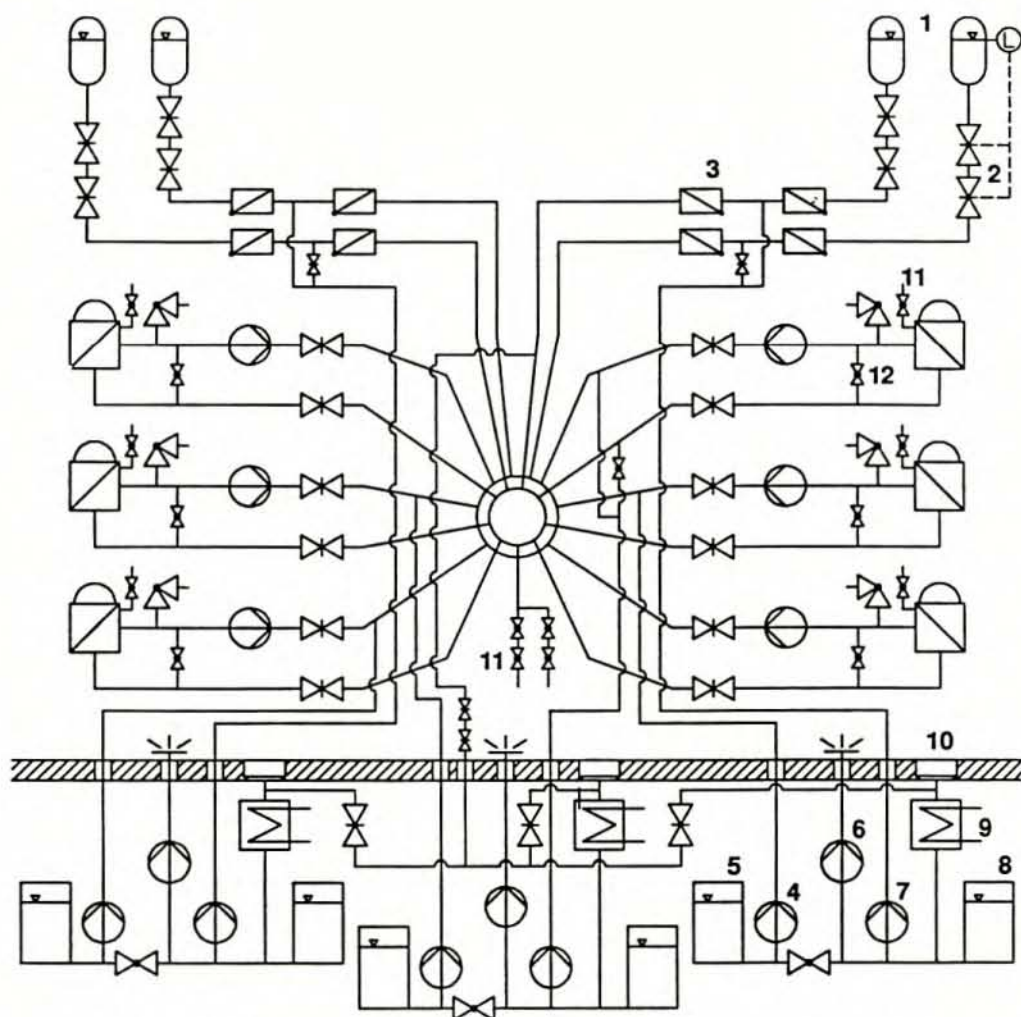


Bild 2-8: Dampferzeuger WWER-440/W-213 (Längsschnitt)



- | | |
|---|---|
| 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

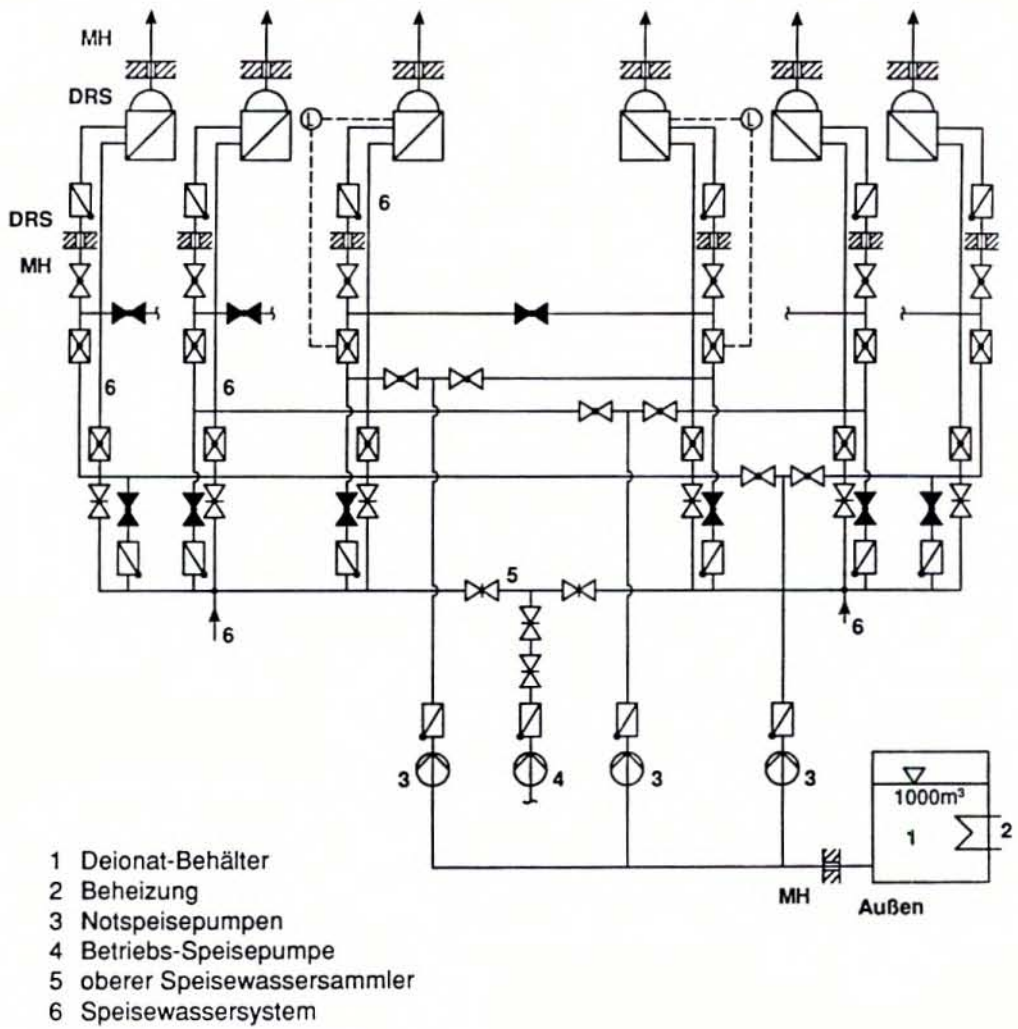
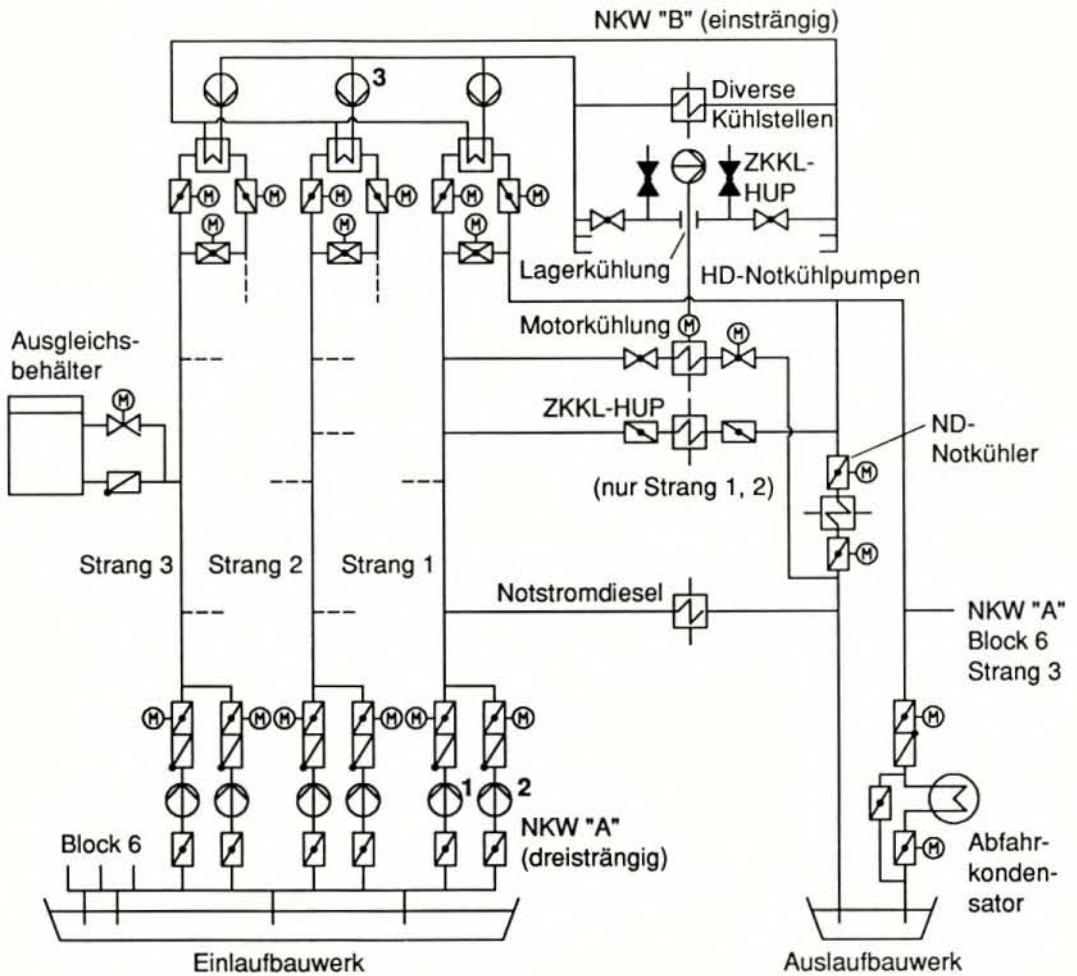


Bild 2-10: Notspeisewasserversorgung WWER-440/W-213



- 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

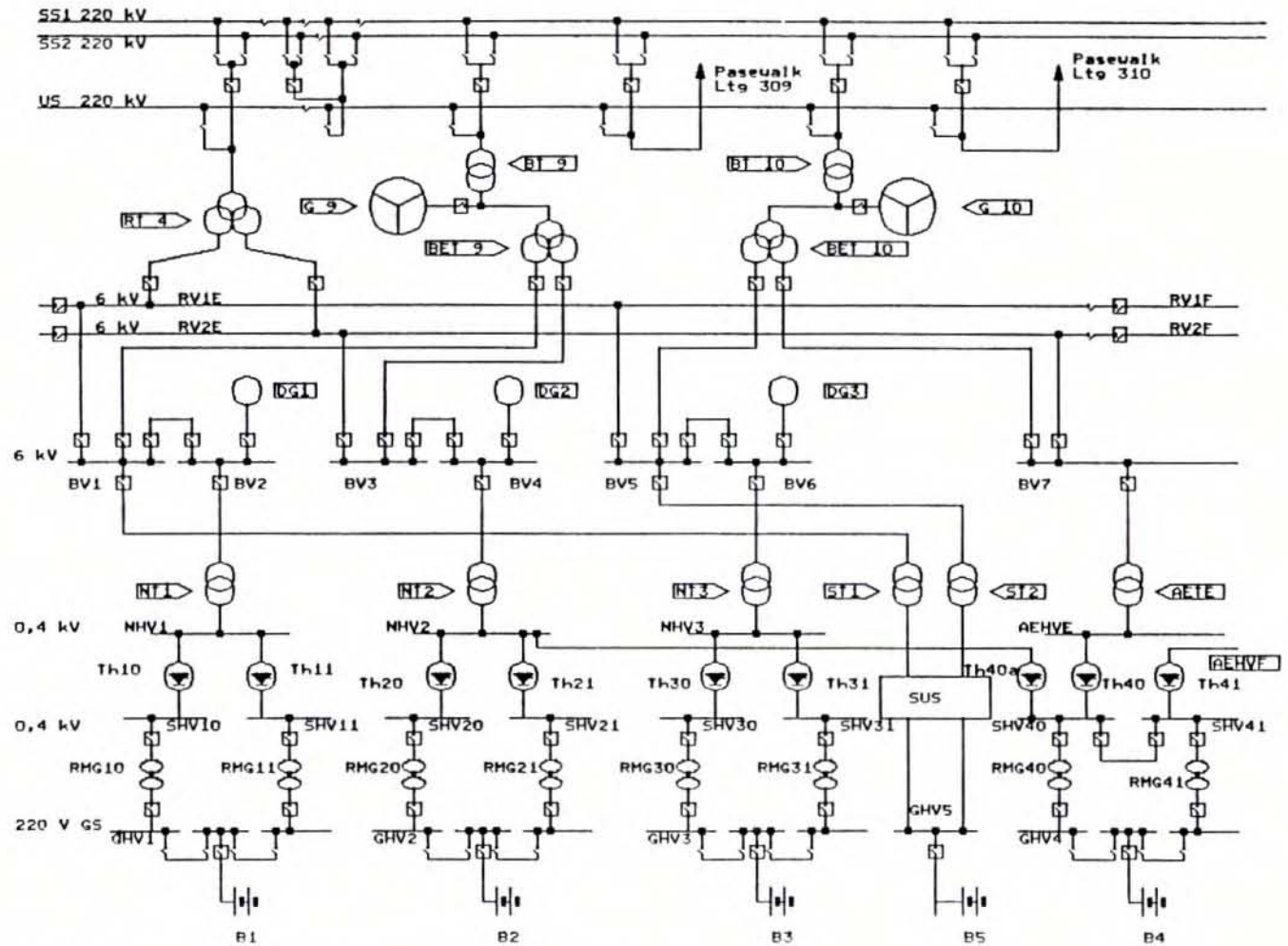


Bild 2-12: Eigenbedarfs- und Notstromversorgung WWER-440/W-213

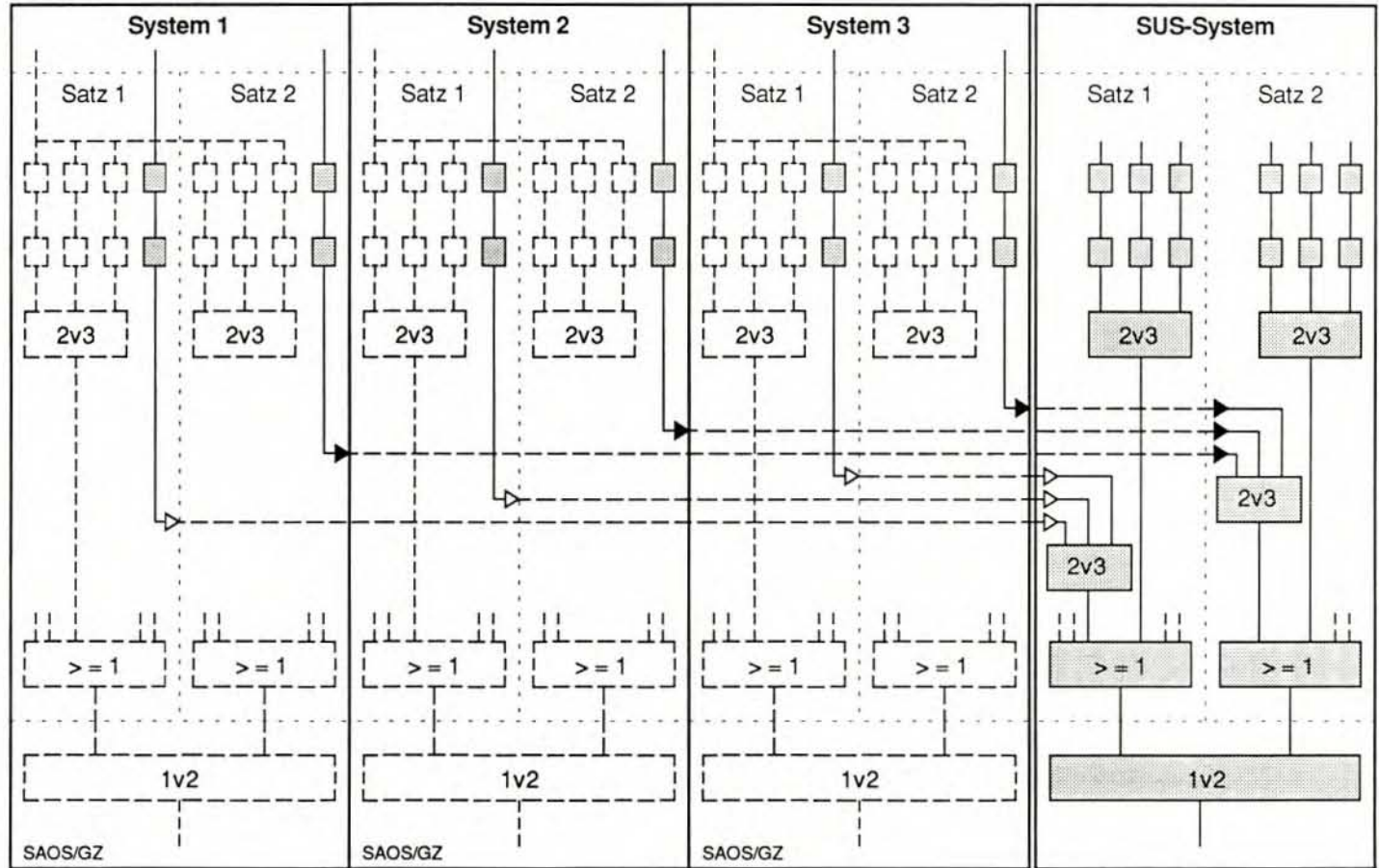


Bild 2-13: Vereinfachte Darstellung des Signalfusses des Steuer- und Schutzsystems (SUS-System), WWER-440/W-213

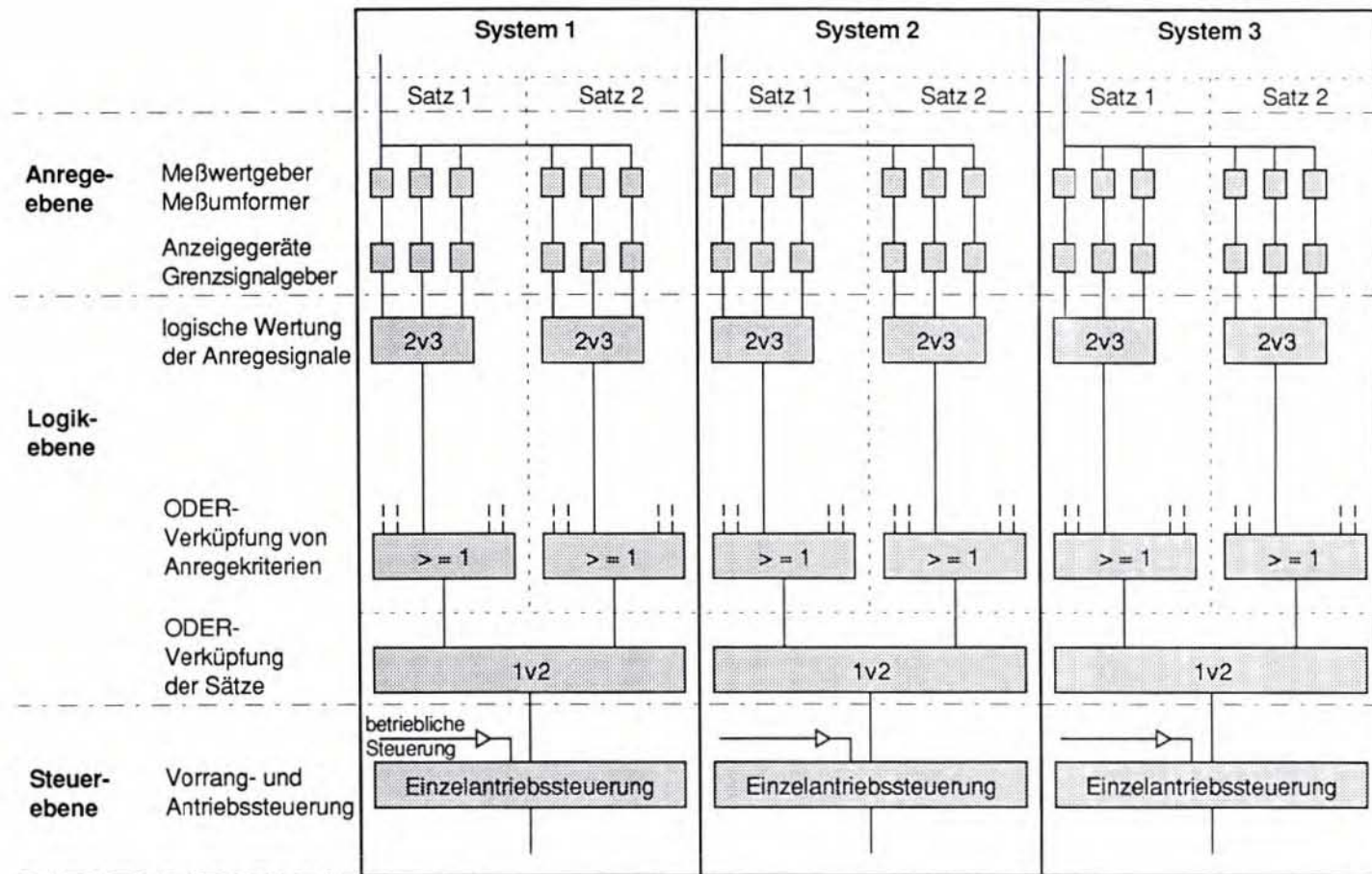


Bild 2-14: Signalfluß der Steuersysteme SAOZ/GZ, WWER-440/W-213

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 KKE
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	61.2
- 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	236
- aktive Länge	mm	2500	3550	3900
- Außendurchmesser	mm	9.1	9.1	10.75
- Wandstärke	mm	0.65	0.65	0.725
- Hüllrohrmaterial	-	Zr + 1% Nb	Zr + 1% Nb	Zircaloy-4
Steuerelemente				
- Anzahl	-	37	61	61
- Typ	-	Doppelkassetten	18 Steuerstäbe je Element	24 Steuerstäbe je Element
- Absorbermaterial	-	Borstahl	B ₄ C	Ag80In15Cd5
Primärkreisdruck	MPa	12.2	15.7	15.7
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 KKE
Anzahl der Loops	-	6	4	4
Turbinenanzahl	-	2	1	1
Turbinendrehzahl	U/min	3000	3000	1500
Wasservolumen				
- Primärkreis	m ³	215	298	372
bez. auf die Leistung	m ³ /GW	156	99	99
- Sekundärkreis	m ³	252	264	231
bez. auf die Leistung	m ³ /GW	183	88	61
Hauptkühlmitteleitung				
- Nennweite	mm	500	850	750
- Material	-	Austenit	Ferrit mit Austenitplattierung	
- Hauptabsperrschieber	-	vorhanden	nicht vorhanden	
Dampferzeuger-Typ	-	horizontal	horizontal	vertikal
- Heizrohr-Durchmesser	mm	16	13	19.7
- Heizrohr-Material	-	Austenit	Austenit	Incoloy
Reaktordruckbehälter				
- Durchmesser	m	4.27	4.51	5.62
- Wandstärke	mm	140	190	250
- Höhe	m	11.8	10.88 (ohne Deckel)	12.4
- Material	-	niedriglegierter Stahl		niedrig legierter Feinkornstahl
		Austenitplattierung		

3 Genehmigungsrechtliche Grundlagen

3.1 Genehmigungssituation Block 5

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

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

Nach erteilter Inbetriebsetzungsgenehmigung war der Block im Jahr 1989 112 Tage im Probebetrieb mit einer Leistung bis maximal 55 % der Nennleistung und dabei ca. 66 Tage mit dem Netz synchronisiert.

Am 24.11.1989 kam es bei einem geplanten Versuch zu einem Vorkommnis, bei dem das erste Reaktorschutzsignal 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 Probebetriebes bisher nicht erfolgt.

Im Oktober 1990 hat die Gemeinsame Einrichtung der Länder für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz (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 Probebetriebes in der Realisierung der aus den vorliegenden Untersuchungen zu Block 5 abzuleitenden Ertüchtigungsmaßnahmen 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 in der Bundesrepublik Deutschland 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 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 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, Flugzeugabsturz 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. Im sowjetischen Regelwerk wird zusätzlich zum Einzelfehler ein weiterer verdeckter Fehler an nicht Funktionsprüfungen unterliegenden Komponenten angenommen. Dieser Fehler wird erst während eines Störfalles entdeckt und kann den Störfallablauf ungünstig beeinflussen.

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 Einzel-

fehlerkonzepts auf passive Komponenten verzichtet werden, wenn besondere Anforderungen an eine zuverlässige Auslegung, Fertigung und Überwachung erfüllt sind.

Neben Überwachungsvorschriften werden in der StrlSchV Schutzvorschriften aufgeführt, die sich z. B. beziehen auf:

- Strahlenschutzgrundsätze, insbesondere in § 28
- Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor den Gefahren ionisierender Strahlen, insbesondere im § 45
- Berufliche Strahlenexposition, insbesondere im § 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 Auslegungstörfällen 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 gemäß BGBl I Nr. 61 vom 10.11.1990, S. 2428
- /2/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung-StrlSchV) in der Neufassung der Bekanntmachung vom 30.06.1989 (BGBl I, S. 1321), zuletzt geändert gemäß BGBl II Nr. 35 vom 28.09.1990, S. 885
- /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/ Sicherheitsrichtlinien für Kernkraftwerke (PBJA-04-74)
- /7/ Sicherheitsgrundsätze für Auslegung, Konstruktion und Betrieb von Kernkraftwerken (OPB-82)

4 Reaktorkern und druckführende Komponenten

4.1 Kernauslegung

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

- KTA-Regel 3101
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
Reaktordruckbehältereinbauten

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 Kernauslegung

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 Absorberteil.

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 lediglich das 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 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.
 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 Reaktorschnellabschaltssystem 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.

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 beigelegt.

- **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 Brennelementkonstruktion mit Queraustauschbohrungen zu begründen.
 2. Die Einhaltung der minimal zulässigen DNB-Werte ist unter Berücksichtigung der jeweils wirksamen Leistungsbegrenzung (HS-4 oder HS-3) für die auslegungsbestimmenden Transienten 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 Auslegung der Reaktordruckbehältereinbauten und des Kerns

Zur Erfüllung der Anforderungen an die Reaktordruckbehältereinbauten aus KTA 3204 sind Nachweise zu folgenden Angaben 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 beim maximalen 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 beim maximalen Kühlmittelverluststörfall 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, wieweit 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 Absorbermaterial 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 Zulässigkeit hin zu bewerten.

Die Werkstoffe, außer Hüllrohr-, Kasten- und Absorbermaterial, 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 wird das zulässige Aktivitätsniveau des Kühlmittels des Primärkreises abgeleitet.

- Für den maximalen Auslegungsstörfall:
 - Temperatur der Brennstabhüllen < 1200 °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 bestimmungsgemäßigem Betrieb und Kühlmittelverluststörfällen sind vorzulegen.
 2. Aus den für Brennstabschäden angegebenen sowjetischen Grenzwerten ist das Aktivitätsniveau des Kühlmittels des Primärkreises zu ermitteln.
 3. Die mögliche Beeinflussung der Regelstabeinfallzeit durch die Schiefstellung des RDB ist nochmals zu überprüfen. (Die Schiefstellung beträgt ca. 1,5 mm.)

4.1.4 Brennelementbeschädigung bei der Handhabung

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

Tabelle 4-1:

	SWR	Kernkraftwerk Greifswald, Block 5
Brennelementmasse	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 Störungen 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 Druckführende Komponenten des Primär- und des Sekundärkreises

4.2.1 Aufgabenstellung

Die druckführenden 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 Primärkreises, 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. Not- und Nachkühlsystem, Speisewasser- und Frischdampfsystem des Sekundärkreises.

Rohrleitungen der Nennweite \leq 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 des 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 Spröbruchübergangstemperatur 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 der Zulässigkeit erforderlich ist.

Bezüglich der Einhaltung der sowjetischen Regelwerksvorgaben bei den Komponenten des Primär- und des Sekundärkreises 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 Langzeitbewährung der eingesetzten Werkstoffe, liegen noch keine ausreichenden Informationen vor.

Die Großkomponenten des Primär- und des Sekundärkreises 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 daher 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 Stützeinschweißungen 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 Herstellungsdocumentation beurteilt werden können. Gegebenenfalls sind nachträgliche Werkstoffproben durchzuführen. Aus der noch vorzulegenden detaillierten Spannungsanalyse werden keine Einschränkungen erwartet. Konsequenzen aus der gemessenen Schiefstellung des Reaktor-druckbehälters auf die Belastungen der Stützenanschlüsse 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 austenitischen Werkstoff an den Reaktor-druckbehälterstützen bzw. Dampferzeugeranschlüssen. Die Gehäuse der Hauptumwälzpumpen und der Hauptabsperrschieber sind ebenfalls aus austenitischem Werkstoff gefertigt. Die Vor- und Nachteile der unterschiedlichen Werkstoffkonzepte sind Gegenstand internationaler Fachdiskussion. Die Betriebserfahrung hat gezeigt, daß bei beiden Konzepten die primären Spannungen in den Hauptumwälzleitungen niedrig gehalten werden können. Der Erschöpfungsgrad des Werkstoffs wird durch die Betriebsführung und die Rohrleitungsführung beeinflusst. Aufgrund von Temperaturschichtungen und -fluktuationen treten an der Einbindung von Anschlußleitungen in die Hauptumwälzleitung häufig höhere Erschöpfungsgrade auf. Deshalb ist es zweckmäßig, die Verbindungsschweißnaht für die Werkstoffschnittstelle in Bereiche niedriger Spannung zu legen. Inwieweit diese Randbedingung hier erfüllt ist, kann nicht beurteilt werden, da eine Spannungsanalyse zum Primärkreis im erforderlichen Detaillierungsgrad nicht vorliegt.

Nach dem jetzigen Stand der Technik ergeben sich für die Ultraschallprüfung bei dickwandigen austenitischen Schweißverbindungen und bei Mischverbindungen Einschränkungen 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 Stutzen 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 Stutzenverbindungen 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 Dampferzeugersiederrohre 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 Sekundärkreises 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-Stützenhülse).
5. Die Abtragung der Belastungen aus Leckstörfällen im Maschinenhaus ist für die Durchführungen der Frischdampf- und der 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 FEM-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. Vom Reaktordruckbehälter sind die Ergebnisse der Ultraschall-Basisprüfung der Grundwerkstoffbereiche (Schüsse und Boden) vorzulegen, einschließlich der Stützen mit DN 250.
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 Sekundärkreises sind Oberflächenrißprüfungen nachzuholen.
19. Der Einsatz chromnickelstahl- bzw. titanberohrter hinreichend dichter Kondensatoren als Voraussetzung für die Umstellung auf Hoch-AVT-Fahrweise im Sekundärkreis ist zu prüfen.

- Anlagenerüchtigungen

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 im Sekundärkreis 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 Primärkreis

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 des Notkühlsystems 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.

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 dem vorhandenen Notkühlsystem beherrscht werden kann. Zur Absicherung ist eine Analyse erforderlich.

Das Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils wird beherrscht.

- Lecks vom Primär- zum Sekundärkreis

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 Rowno 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 Primärkreis sind ausreichend und erscheinen plausibel. Eine Rekritikalität wird in diesen Fällen nicht erwartet.

- Brüche im Sekundärkreis

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 Wassermißeisphänomene möglichst realistisch modelliert werden. Lage und Größe der Lecks sind systematisch zu variieren, um so die ungünstigsten Auswirkungen auf die Kemeintrittstemperaturen 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 Primärkreises 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 Primärkreises 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 Primärkreis muß völlig im Druckraumbereich untergebracht sein.
- Alle Durchführungen durch die Außenwände des DRS sind mit doppelten Absperrvorrichtungen 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 und Explosionen) 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 (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 Umlenkklappen in den Naßkondensationswannen im Hinblick auf den maximalen Störfalldruck eine wesentliche Bedeutung zukommt. Bereits bei Versagen einer geringen Anzahl von Klappen pro Wanne während des Freiblasevorgangs (> 2 Klappen) wird der Auslegungsdruck überschritten. Das Versagen von 12 Klappen pro Wanne führt bereits zu einem Störfalldruck, der äquivalent demjenigen ohne jede Wasservorlage im gesamten Nako ist. Die Festigkeit der Klappen ist noch unter den verschiedenen dynamischen Belastungen zu prüfen. Eine unzureichende Festigkeit der aus Plastik gefertigten Klappen ist aber nicht konzeptentscheidend, da Nachrüstmaßnahmen mit entsprechendem Ersatz des Klappenmaterials oder Änderung der Klappen geometrie möglich sind.

Da nur geringfügige bzw. keine Sicherheitsreserven gegeben sind und das Versagen einiger weniger Klappen bereits zum Überschreiten der Auslegungswerte für Druck und Temperatur führt, sind ergänzende Rechnungen durchgeführt worden. Sie haben gezeigt, daß durch eine Vergrößerung der Abströmfläche durch die Rückschlagklappen in die Luftfallen das Druckmaximum 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 zu erwartenden Druckdifferenzen abdeckt. Zur Absicherung sind jedoch noch detaillierte Analysen erforderlich.

In der Wasseraufwurfphase kann durch die Dynamik der Vorgänge im Nako der Verriegelungsmechanismus der Überströmklappen bei geöffneten Klappen 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. Als maximale Schwingungsbelastungen durch derartige Kondensationspulsationen werden die aus Versuchen abgeleiteten Druckamplituden von + 110 bis - 70 kPa an einer einzelnen Kappe und ± 50 kPa für alle Kappen gleichzeitig angenommen /4/. Die Abtragbarkeit dieser Druckspitzen durch die Stahl-

konstruktion des Nako ist festigkeitsmäßig, unter Berücksichtigung der Materialermüdung, zu überprüfen.

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 basissicher bewertet werden können. Für ein basissicheres Rohrleitungssystem ist statt eines doppelendigen Leitungsabrisses nur eine Leckgröße von $0,1 \times$ Rohrquerschnitt für die Ermittlung von Lastgrößen anzusetzen. 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 den Sicherheitsbehälter mit 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 konstruktive 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 (Flugzeugabsturz, Erdbeben und Explosionen) 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 Störfallbedingungen mit Berücksichtigung der Alterung.
2. Nachweis zur Abtragbarkeit dynamischer Belastungen an Kappen, Wannen 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 Berücksichtigung der Ausfallkriterien.
5. Verdopplung der Abströmfläche durch die Rückschlagklappen in die Luftfallen.
6. Verhinderung von Folgeschäden durch Strahlkräfte, Reaktionskräfte, Bruchstücke, 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 Auslegungsstörfällen Berechnungen zu möglichen radiologischen Auswirkungen gefordert. Dabei ist nachzuweisen, daß die im § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) 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 Auslegungsstörfall 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 Kühlmittelverluststörfall

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 übertreten 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 27 mSv im Vergleich zum Grenzwert von 150 mSv, die effektive Dosis 0,86 mSv im Vergleich zum Grenzwert von 50 mSv. Für Erwachsene ergibt sich eine Schilddrüsendosis von 7,4 mSv und eine effektive Dosis von 0,24 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-Kollektors

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 für einen ausgewählten Fall 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/ Teploelektroprojekt, Technisches Projekt
KKW Nord III/IV, Moskau 1974
- /2/ Zusätzliche Technische Dokumentation, "Nachtrag 19"
Moskau 1985
- /3/ H. Tuomisto, 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, Jahrgang 27, 1982, Nr. 2

6 Systemtechnik

6.1 Verfahrenstechnische Systemanalyse

Die Bewertung der Systemtechnik erfolgt anhand einer Auswertung von Störfallabläufen. Bei der Auswahl der auslösenden 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 wird zwischen Ereignissen, die zu Kühlmittelverluststörfällen, und Ereignissen, die zu Transienten führen, 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 drei HUP). Außerdem fallen im Notstromfall die Steuerstäbe in den Kern ein, wenn die Spannung an den Einspeisungen des Reaktorschnellabschaltsystems für mehr als 1,5 s ausfällt.

- Kühlmittelverluststörfälle

Neben großen, mittleren und kleinen Lecks werden Lecks am Druckhalter, Lecks an einem oder mehreren Dampferzeugerheizrohren, sowie Lecks über Anschlußleitungen des Primärkreises, die aus dem Druckraumsystem führen, analysiert.

- Transienten

Folgende Transienten werden untersucht:

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

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.

Aus dem Notstromfall den Reaktivitätsstörungen sowie aus dem Störfall "Überspeisung des Druckhalters" ergeben sich keine weiteren systemtechnischen Schlußfolgerungen, die nicht schon bei anderen Transienten gezogen wurden.

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, Druckerhöhung 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 Borsäurevorratsbehälter (je 65 m³ mit 40 g/kg) schalten die Hochdrucknotkühlpumpen automatisch auf die Saugseite der Niederdrucknotkühlpumpen um. Wenn sich die 500 m³-Borsäurevorratsbehälter um 75 % geleert haben, werden die Hoch- und Niederdrucknotkühlpumpen sowie die Sprinklerpumpen automatisch auf Sumpfumwälzbetrieb umgeschaltet. Die Nachwärme wird im Sumpfumwälzbetrieb über die ND-Notkühler abgeführt, die direkt mit Seewasser gekühlt werden.

- **Erkannte Mängel und erforderliche Ertüchtigungsmaßnahmen**
 1. 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.
 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. Für den Reparaturfall sind zusätzliche Absperrarmaturen vorzusehen.
6. Die ND-Notühler werden direkt mit Seewasser gekühlt (fehlende Aktivitätsbarriere, Verschmutzungsgefahr der ND-Notkühler 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 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 des Not- und Nachkühlsystems 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 $\geq 12,2$ MPa im Mindestmengenbetrieb laufen, erwärmt sich das Wasser im 65 m^3 -Borsäurevorratsbehälter 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 Sprödbruchsicherheit die Aufwärmung der Borsäurelösung im Vorratsbehälter erforderlich wird, muß die Rückkühlung des Mindestmengenwassers der Hochdrucknotkühlpumpen über den neu zu installierenden Zwischenkühlkreislauf erfolgen.
 3. Für den Fall des Verstopfens eines Sumpfrückflusses muß der Wasserzufluß zu den anderen beiden Sumpfen gewährleistet sein (Verbindung der drei Gebäudesümpfe).

4. Die Hochdruckeinspeiseleitungen des Not- und Nachkühlsystems 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 Primärkreis erfolgt zusätzlich durch die Druckhaltersprühung. Im Notstromfall werden zur Nachwärmeabfuhr das Notspeisewassersystem und die Frischdampfabblassstation (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 bei Störfällen 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. Dabei gelangt der Dampf in den Abblasebehälter. Nach dem Ansprechen der Berstmembran des Abblasebehälters strömt das Primärkühlmittel in den Schacht der Naßkondensationsanlage.

Beim fehlerhaften Offenbleiben des Druckhaltersicherheitsventils steht nur ein Reaktorschnellaoschaltkriterium (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 Not- und Nachkühlsystems 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, Reaktorabschaltung und anschließender 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 Handmaßnahmen 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. Für Störfälle und Lecks aus dem Primär- und dem Sekundärkreis (z.B. Leck in einem DE-Kollektor) konnte bisher nicht nachgewiesen werden, daß die Störfallplanungswerte eingehalten werden. Möglichkeiten zur Verbesserung einer dichten Absperrung der Hauptumwälzleitungen mit den Hauptabsperrschiebern ohne nachträgliches Nachziehen von Hand und das zuverlässige Schließen der Haupt-

absperrschieber unter voller Druckdifferenz sind zu überprüfen, bzw. falls erforderlich, zu gewährleisten.

3. 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.

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. Es sind Maßnahmen zur Einhaltung der Störfallplanungswerte vorzusehen. (Kein unzulässiger radioaktiver Auswurf in die Umgebung.)

- 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 Hauptabsperrschiebers ist die Überspeisung des defekten Dampferzeugers durch die Hochdruck-Notkühlpumpen mit automatischen Maßnahmen zu verhindern.

6.1.2.7 Leck in einer Anschlußleitung des Primärkreises 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 ausgerüstet. Niederdrucksysteme sind durch Doppelabsperrung vom Primärkreis 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. 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 Hauptkühlwassersystems, Verlust des Kondensatorvakuums, Ausfall des Hauptkondensatorsystems, Ausfall der Turbinen und Nichtöffnen der BRU-K. Der Ausfall der Hauptwärmesenke wird am Beispiel des Hauptkühlwasserausfalls kurz dargestellt:

Der Ausfall des Hauptkühlwassersystems 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 Nachwärme 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 Speisewassersystems

Der Ausfall des Speisewassersystems 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 Druckhaltersicherheitsventile 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 Primärkreis" 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 Speisewasserpumpen.
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-Abschlammung werden geschlossen. Die schnellschließende Absperrarmatur (SSA) sperrt die betroffene Frischdampfleitung ab. In der betroffenen Schleife wird die Hauptumwälzpumpe (HUP) abgeschaltet und die Speisewasserezufuhr 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 abge-

senkt. 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, wobei die Funktionen sicheres Öffnen und anschließendes zuverlässiges Schließen nachzuweisen sind, einschließlich mit Zuverlässigkeitsanalyse.
 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 absperrbare 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 Reaktor-

schnellabschaltung nicht ausgelöst, da dort keine Druckgeber installiert sind. Bei Absinken des Füllstandes im DE um 110 mm öffnen die Armaturen auf der Druckseite 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-Vorwärmersäule 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 Halbwerte 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. In den Speisewassersaugleitungen sind motorbetätigte Absperrschieber mit Stellungsanzeige auf der Blockwarte einzubauen, anstelle der vorgesehenen Absperrmöglichkeit mit Steckscheiben.

6.1.3.8 Ausfall des Hauptkühlwassersystems und der Nebenkühlwassersysteme

Durch Blockade des Wasserzulaufs oder durch Überflutung des Einlaufbauwerks, z. B. infolge eines Bruchs des Auslaufkanals, können das Hauptkühlwassersystem und die Nebenkühlwassersysteme ausfallen. Der Ausfall des Hauptkühlwassersystems führt über den Verlust des Kondensatorvakuums zum Turbinenschnellschluß und zur Reaktorschnellabschaltung.

Die Nachwärme muß über die Frischdampfabblassestation (BRU-A) abgeführt werden, da sowohl die Abkühlanlage als auch der ND-Notkühler 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 (Blindschaltbilder, Display, Schaltbildsteckbretter, Schaltprotokolle). Es sind weder automatische Funktionsgruppensteuerungen 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 $\geq 110\%$ 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 zuschaffen.

6.1.4 Zusammenfassung

Die reaktorphysikalische und wärmetechnische Auslegung der weiterentwickelten Baureihe WWER-440/W-213 entspricht weitgehend der Auslegung der älteren Baureihe 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, Zusatzboriersystem zur diversitären Reaktorabschaltung, Reaktorschutzsystem 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 des Speisewassersystems auf der 14,7 m-Bühne gegen übergreifende Einwirkungen (Schutz gegen Folgeausfälle, Brand, Turbinenzerknall).
- Neutrassierung der kleinen Rohrleitungen im Druckraumsystem.

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 reversiblen Motorgeneratoren (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 zwei bis drei 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 Kapazität der Batterien.
- 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 Steuersystemen automatisch die erforderlichen Schutzaktionen ausgelöst. Die Steuersysteme 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

In einem Arbeitsbericht 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 den "Grenzwerten und Bedingungen des sicheren Betriebes".

Die Forderung der Unabhängigkeit 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 (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 Dämmschichtbildner 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 die 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 Treppenräumen, brandlastfreie Flure), die Rettungsweglängen (in einigen Räumen des Reaktorgebäudes und 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 Kennwerte der Löschwasserpumpen (Förderdruck 0,95 - 0,98MPa, Durchsatz maximal 510 m³/h) sind 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 Wassernetzwerk 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. Da die Brandmeldeanlage aus verschiedenen, nicht immer aufeinander abgestimmten Systemen besteht, ist eine Überprüfung von Konzeption und Meldern erforderlich.
5. Im Bereich der Hauptumwälzpumpen sind Ölundichtigkeiten vorhanden. Die hier eingesetzten Halonlöschanlagen sind als Raumschutzanlagen nicht geeignet. Wirksame Löscheinrichtungen sind hier erforderlich.
6. 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.
7. 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.
8. Die Funktionen der Blockwarte und der Reservewarte sind nicht vollständig entkoppelt. Aus Brandschutzgründen ist eine solche Entkopplung notwendig (aus Kap. 7.1.2.1).

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 den "Grenzwerten 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 Speisewasserpumpen befinden sich auf der Höhenkote -2,1 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 - 2,1 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 Borsäurevorratsbehälters 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 Borsäurevorratsbehälter 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 des Not- und Nachkühlsystems 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 Kühlkreislauf 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 Speisewasserpumpen,
 - Reaktorgebäude:
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 Auslegungstörfälle 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 zusammenschweißt 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 Überschlagsrechnungen wurden die Eigengewichtslasten 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 $\Delta\alpha = 1,3$ bis $1,4$ mm erwartet. Eine Verkipfung von $\Delta\alpha \geq 1,5$ 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 $a_h = 0,20 \text{ m/s}^2$ 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 $a_h = 0,5 \text{ m/s}^2$ anzunehmen. Wie die durchgeführten Berechnungen zeigen, ist nicht mit einem globalen Strukturversagen des Hauptgebäudes infolge solch eines Erdbebens zu rechnen. Partiell 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 dem 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 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 nur eine geringe Akkumulation von Gammastrahlern 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. zwei bis drei 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 mit den daraus resultierenden Platzproblemen sowie den im Sinne des Strahlenschutzes nicht optimal 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 (StrfSchV) 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 StrfSchV 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 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, die Zugangsüberwachung und die 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 beim 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 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 unplanmäßiger 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 Steuer- und Schutzsystem des Reaktors, Störungen im Primärkreis, Ausfällen und Störungen im Notkühlsystem, Ausfällen im Speisewassersystem, Leckagen im Primär- und im Sekundärkreis 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 Verletzungen der "Grenzwerte 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 Arbeitsbericht) 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 Maschinentechnik

1. Entwicklung und Anwendung geeigneter Werkstoffprüfverfahren zur Qualitätssicherung eingebauter passiver maschinentechnischer Komponenten.
2. Nachweis, daß der Sekundärkreis ausreichend gegen Eindringen von Seewasser gesichert ist (vor allem im Bereich der Abfahrkondensatoren).
3. Erhöhung der Zuverlässigkeit und ggf. Austausch aller Komponenten der Frischdampfabblassestationen (BRU-A) und Umleitstationen, der zur Druckabsicherung der Dampferzeuger wichtigen Ventile sowie der Armaturen im Speisewasser- und im 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 (Werkstoffprü-fung) 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 Fehlauflösungen 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, Druckspeicher.
20. Automatische Überwachung der Sümpfe im Reaktorgebäude 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 zwei 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. Nachweis und Sicherstellung 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, elektrischen und leittechnischen 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 über sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen, wenn keine technischen Schutzmaßnahmen möglich sind.
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 positiv zu werten sind:

- geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns
- großer Wasserinhalt des Primärkreises 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) (GRS-Bericht Juni 1990) zeigten, auch bei Block 5 (W-213) nicht behoben. Das betrifft insbesondere

- die räumliche konzentrierte Verlegung aller Frischdampf- und Speisewasserleitungen auf einer 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).

In den meisten der betrachteten Fälle 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, da ein vollständiger baulicher Schutz kaum zu realisieren ist.

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 Dampferzeugeremotspesewassersystem, 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 Kernkraftwerks Greifswald, Block 5

10.1 Einführung

Diese Stellungnahme bezieht sich auf die Sicherheitsbewertung der GRS für den Block 5 und kann nur auf die Blöcke 6 bis 8 des KKW Greifswald übertragen werden. Diese Blöcke unterscheiden sich von den anderen einheitlich ausgelegten Blöcken der Baureihe W-213.

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.

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 Kembrennstoffbeladung 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 5. Die untere Schweißnaht ist für Prüfungen nicht zugänglich, die obere Naht kann geprüft werden, wenn der Schutzmantel entfernt und anschließend wieder angebracht wird.
Wir halten derartige Prüfungen für nicht erforderlich, da die Lebensdauer der Kollektoren einschließlich der Nähte durch Festigkeitsberechnungen und gute Betriebserfahrungen bestätigt werden. Während der Fertigung sind die Kollektornähte 100 %ig zerstörungsfrei geprüft worden. Die obere Naht wird bei Betrieb zusätzlich indirekt geprüft.
- Zu 6. Die Nahtüberhöhungen werden während der Montage- und Inbetriebsetzungsarbeiten nach einer Technologie des Komponentenherstellers und des Hauptkonstruktors beseitigt.
- Zu 7. Es ist möglich, die Speisewasserzuführungen innerhalb der montierten DE an den zugänglichen Stellen der potentiell gefährdeten Bereiche gegen solche

aus austenitischem Material auszutauschen.

Ein Projekt dafür ist vorhanden.

- Zu 9. Ein früheres Eingreifen des Personals ist nicht nur bei Lecks in den DE-Siederrohren erforderlich, sondern bei allen Lecks innerhalb der DE vom PKL in den Sekundärkreislauf sowie bei einigen anderen Störfällen.

Derzeitig erfolgt in sowjetischen KKW mit W-213-Reaktoren der Austausch der Hauptkühlmittelpumpen. Die Kühlung und Schmierung des radial-axialen Pumpenlagers erfolgt mit Wasser.

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 $L = 400 \text{ mm}$ " in nur einem Dampferzeuger ist nicht zweckmäßig. Die ausreichende Wasserreserve im Dampferzeuger ist bei der Realisierung der Logik 2 aus 6 durch Rechnungen für Auslegungstörfälle 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.).

Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung sind in den ersten 30 Minuten nach dem Ausgangsereignis bei allen Lecks aus dem Primär- in den Sekundärkreis erforderlich.

- Zu 23: Derzeitig wird eine derartige Füllstandssonde zur Nachrüstung in W-213 Reaktoren entwickelt.

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 4. Es gibt eine Analyse zur Belastung der Stutzenanschlüsse aus einer Schiefstellung des Reaktordruckbehälters von ca. 4 mm.
- 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 Spröbruchfestigkeit vollständig gemäß der sowjetischen Normen durchgeführt.

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 Brennele-

mente. 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.

- 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.
- 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 Störfallanalysen, 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:
- Frischdampfleck innerhalb des Druckraumsystems
 - Frischdampfleck 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.

Zu 6., 9., 14 und 18.

Im Jahre 1990 wurden alle Störfallanalysen für WWER-440/W-213 im Umfang der Forderungen der sowjetischen Störfalleitlinien (TOB RU-87 und TOB AES) aktualisiert. Es wird die Durchführung eines gemeinsamen Seminars zur Erörterung von Fragen dieser Störfallanalysen vorgeschlagen.

Zu 28. Es liegt der Nachweis für die zuverlässige Funktion des Reaktorabschaltsystems bis zu einer Schiefstellung des RDB von 3 mm vor.

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.

10.2.3 Stellungnahme zur Dokumentation

Zu A.3.3.1 (Werkstoffe)

Zu 1., 3., und 4.

Es ist zweckmäßig, ein trilaterales Seminar - BRD, Frankreich, UdSSR - zur Begründung der Lebensdauer von Komponenten von KKW des Typs WWER-440/W-213 zur Erörterung folgender Fragen durchzuführen:

- 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;

Zu 2. Die sowjetische Seite kann einen solchen Statusbericht erarbeiten.

Zu 5. und 6.

Die gewünschte Information kann vom Herstellerwerk unter Beteiligung des Hauptkonstruktors gegeben werden.

Zu 9. Es gibt die Möglichkeit der Kontrolle aller Dampferzeugerheizrohre von innen, d.h. von der Seite des Primärkreises unter Nutzung der Wirbelstromkontrolleinrichtung "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.

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 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. Bei Lecks in mehreren Heizrohren oder beim Kollektorleck sind organisatorisch-technische Maßnah-

men zur Verhinderung unzulässiger Auswürfe aus dem betroffenen Dampferzeuger vorzusehen.

Zu 14. Die Sicherheitsventile sind für den Schutz der Wärmetauscher vor Überdruck vorgesehen. Derzeitig werden in der UdSSR technische Maßnahmen zum Überdruckschutz von Wärmetauschern und zur Verhinderung von Aktivitätsfreisetzungen bei Rohrbrüchen entwickelt, z.B. Installation von Berstmembranen zum Schutz des Wärmetauschers des Zwischenkühlkreislaufes für die Hauptumwälzpumpen. Bei Lecks in mehreren Heizrohren oder beim Kollektorleck sind organisatorisch-technische Maßnahmen zur Verhinderung unzulässiger Auswürfe aus dem betroffenen Dampferzeuger vorzusehen.

Zu 20. Die Notstromversorgung für die An- und Abfahrpumpe 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 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.

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 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).

Zu 17. In sowjetischen KKW ist die Forderung realisiert.

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.

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. Es liegt der Nachweis für die zuverlässige Funktion des Reaktorabschaltssystems bis zu einer Schiefstellung des RDB von 3 mm vor.

Zu 4. und 5.

Auf der Grundlage durchgeführter Berechnungen sind gemeinsam mit dem Errichter 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).

Anhang A.1

Kernkraftwerke der Baulinie WWER-440/W-213

Standort	Land	KKW Block	Inbetriebnahme	1)
Kola	UdSSR	3	03/81	
		4	10/84	
Rovensk (Rowno)	UdSSR	1	12/80	
		2	12/81	
Greifswald	Deutschland	5	03/89	2)
		6	in Bau seit 80	3)
		7	in Bau seit 81	3)
		8	in Bau seit 81	3)
Zarnowiec	Polen	1	in Bau seit 82	4)
		2	in Bau seit 82	4)
		3	in Bau seit 88	4)
		4	in Bau seit 88	4)
Bohunice	CSFR	3	08/84	
		4	08/85	
Dukovany	CSFR	1	02/85	
		2	01/86	
		3	11/86	
		4	06/87	
Mochovce	CSFR	1	im Bau seit 83	
		2	in Bau seit 83	
		3	in Bau seit 84	
		4	in Bau seit 84	
Paks	Ungarn	1	12/82	
		2	09/84	
		3	09/86	
		4	08/87	
Churagua	Kuba	1	im Bau, geplante IB 1993	5)
	W-318	2	im Bau, geplante IB 1996	5)
Loviisa	Finnland	1	02/77	5)
		2	11/80	5)

Anmerkungen:

- 1) 1. Netzsynchronisation
- 2) Die Inbetriebsetzung wurde im November 1989 unterbrochen.
- 3) Die Bauarbeiten sind derzeit eingestellt.
- 4) Die Bauarbeiten wurden abgebrochen.
- 5) 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:

- Hossler, 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

Der Anhang A.3 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.

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*
- *Wahl einer 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 Stützeinsätzen DN 500 am Hauptabsperrschieber, sind zu beseitigen (aus Kap. 4.2.2).
5. Am Dampferzeuger-Kollektor sind für die unteren Anschlußnähte Inspektionsmöglichkeiten für die sekundärseitigen Schweißnahtoberflächen zu schaffen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Die untere Schweißnaht ist für Prüfungen nicht zugänglich, die obere Naht kann geprüft werden, wenn der Schutzmantel entfernt und anschließend wieder angebracht wird.

Wir halten derartige Prüfungen für nicht erforderlich, da die Lebensdauer der Kollektoren einschließlich der Nähte durch Festigkeitsberechnungen und gute Betriebserfahrungen bestätigt werden. Während der Fertigung sind die Kollektornähte 100 %ig zerstörungsfrei geprüft worden. Die obere Naht wird bei Betrieb zusätzlich indirekt geprüft.

6. Prüfeinschränkungen für zerstörungsfreie Prüfungen, die sich aus Prüfgeometrie bzw. Nahtüberhöhungen ergeben, sind zu beseitigen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Die Nahtüberhöhungen werden während der Montage- und Inbetriebsetzungsarbeiten nach einer Technologie des Komponentenherstellers und des Hauptkonstruktors beseitigt.

7. Der druckbeaufschlagte Bereich des Speisewassersystems ist durch geeignete Materialsubstitution bzw. Plattierungen vor Erosionskorrosion zu schützen (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Es ist möglich, die Speisewasserzuführungen innerhalb der montierten DE an den zugänglichen Stellen der potentiell gefährdeten Bereiche gegen solche aus austenitischem Material auszutauschen.

Ein Projekt dafür ist vorhanden.

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 im Sekundärkreis ist ein Betriebssystem zu installieren (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Ein früheres Eingreifen des Personals ist nicht nur bei Lecks in den DE-Siederohren erforderlich, sondern bei allen Lecks innerhalb der DE vom PKL in den Sekundärkreislauf sowie bei einigen anderen Störfällen.

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).
2. Die ND-Notkühler 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 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 des Not- und Nachkühlsystems muß im Anforderungsfall eine Motorarmatur öffnen. Diese Motorarmaturen sind durch Rückschlagklappen mit Zwischenüberwachung zu ersetzen. Für den Reparaturfall sind zusätzliche Absperrarmaturen vorzusehen (aus Kap. 6.1.2.1).
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 Sprödebruchsicherheit 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 Sekundärkreis (z.B. Leck in einem DE-Kollektor) konnte bisher nicht nachgewiesen werden, daß die Störfallplanungswerte eingehalten werden. 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 überprüfen bzw. falls erforderlich zu gewährleisten (aus Kap. 6.1.2.5).

SU-B

Zur Beherrschung von Störfällen mit Heizrohrleckagen eines Heizrohres 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. Bei Lecks in mehreren Heizrohren oder beim Kollektorleck sind organisatorisch-technische Maßnahmen zur Verhinderung unzulässiger Auswürfe aus dem betroffenen Dampferzeuger vorzusehen.

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).
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. Bei Aktivitätsanstieg auf der Zwischenkühlwasserseite sind die Gebäudeabschlußarmaturen und die primärseitigen Absperrarmaturen der Wärmetauscher automatisch zu schließen (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 und zur Verhinderung von Aktivitätsfreisetzungen bei Rohrbrüchen entwickelt, z.B. Installation von Berstmembranen zum Schutz des Wärmetauschers des Zwischenkühlkreislaufes für die Hauptumwälzpumpen. Analoge Maßnahmen werden für den Zwischenkühlkreislauf SUS vorgesehen.

15. Die Ansteuerung der Dampferzeuger-Sicherheitsventile ist redundant aufzubauen, wobei die Funktionen sicheres Öffnen und anschließendes zuverlässiges Schließen nachzuweisen sind (mit Zuverlässigkeitsanalyse) (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% Dampfab-

wurfskapazität über nicht absperzbare Sicherheitsventile gewährleistet bleiben muß (aus Kap. 6.1.3.4).

17. Erhöhung der Zuverlässigkeit und gegebenenfalls Austausch aller Komponenten der Frischdampfabblassstationen (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 Abfahrpumpe 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 (z. B. 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. In den Speisewassersaugleitungen sind motorbetätigte Absperrschieber mit Stellungsanzeige auf der Blockwarte einzubauen anstelle der Absperrmöglichkeit mit Steckscheiben (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. 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).
27. Grundlegende Revision der Hauptumwälzpumpe und deren Ölkreislauf zur Beseitigung von Ölleckagen (aus Kap. 8.2.1 und 6.1.4).

SU-A

Derzeitig erfolgt in sowjetischen KKW mit W-213-Reaktoren der Austausch der Hauptkühlmittelpumpen. Die Kühlung und Schmierung des radial-axialen Pumpenlagers erfolgt mit Wasser.

28. Die Leitungsführung von Rohrleitungen < DN 80 im Druckraumsystem ist 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.

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. 7.3.2).
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 Treppenträumen 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).
 - Einsatz von 2 Batterien pro Systemkanal (aus Kap. 6.2).
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. 8.2.1).
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 Meßbereichsumschaltungen 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 Auslegungsstörfälle nachgewiesen. Bei Realisierung dieses Füllstandskriteriums ($L = 400$ mm) in der Logik 1 von 6 Dampferzeugern können Fehlauslösungen 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. 5.1 und 6.3).

SU-A

Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung sind in den ersten 30 Minuten nach dem Ausgangsereignis bei allen Lecks aus dem Primär- in den Sekundärkreis erforderlich.

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. Schaffung einer diversitären Anregung zur Erkennung des Notstromfalls (Unterfrequenz) und Neueinstellung des Anregewertes für die Unterspannungsauslösung (aus Kap. 6.2 und 6.3).
11. 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).
12. Selbstüberwachung, Prüfbarkeit und fehlertolerante Auslegung in allen Bereichen (aus Kap. 6.3, 8.2.2).
13. Einsatz von Funktionsgruppensteuerungen zur Vermeidung von Fehlsteuerungen (z. B. Speisewasserversorgung, Kondensatförderung, HUP) (aus Kap. 8.2.2).
14. Automatischer Vergleich der Meßwerte mehrkanaliger Messungen und automatische Meldung bei unzulässigen Abweichungen, Vermeidung unterschiedlicher Signalzustände in Warte und Verriegelungslogik (aus Kap. 8.2.2).
15. Die Überwachung des Schaltzustandes und des Soll-Ist-Vergleiches der Verriegelungsstellungen soll automatisch erfolgen (aus Kap. 6.1.3.9).

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 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.

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. 5.1 und 6.3).

SU-A

Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung sind in den ersten 30 Minuten nach dem Ausgangsereignis bei allen Lecks aus dem Primär- in den Sekundärkreis erforderlich.

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. Schaffung einer diversitären Anregung zur Erkennung des Notstromfalls (Unterfrequenz) und Neueinstellung des Anregewertes für die Unterspannungsauslösung (aus Kap. 6.2 und 6.3).
11. 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).
12. Selbstüberwachung, Prüfbarkeit und fehlertolerante Auslegung in allen Bereichen (aus Kap. 6.3, 8.2.2).
13. Einsatz von Funktionsgruppensteuerungen zur Vermeidung von Fehlsteuerungen (z. B. Speisewasserversorgung, Kondensatförderung, HUP) (aus Kap. 8.2.2).
14. Automatischer Vergleich der Meßwerte mehrkanaliger Messungen und automatische Meldung bei unzulässigen Abweichungen, Vermeidung unterschiedlicher Signalfunktionen in Warte und Verriegelungslogik (aus Kap. 8.2.2).
15. Die Überwachung des Schaltzustandes und des Soll-Ist-Vergleiches der Verriegelungsstellungen soll automatisch erfolgen (aus Kap. 6.1.3.9).

16. Verbesserung der Signalisation auf der Warte bei Störfällen und zu Fehlstellungen von Armaturen in Sicherheitssystemen (Überwachung der Bereitschaftsstellung) (aus Kap. 8.2.2).
17. Ertüchtigung der Drehmomentan- und -absteuerung von ausgesuchten Armaturen antrieben (aus Kap. 8.2.2).

SU-B

In sowjetischen KKW ist die Forderung realisiert.

18. 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).
19. Verbesserung der Qualität der Messungen der Borsäurekonzentration (aus Kap. 8.2.2).
20. Verbesserung der Rechnerzuverlässigkeit zur Protokollierung der wesentlichen Systemparameter im Verlauf von Störungen, ggf. Austausch der vorhandenen Rechner (aus Kap. 8.2.2).
21. Einsatz einer störfallfesten Instrumentierung (aus Kap. 6.3).
22. Verbesserung der Störfallinstrumentierung (aus Kap. 6.3).
23. Einführung einer Füllstandssonde im Reaktordruckbehälter für Störfälle (aus Kap. 6.3).

SU-A

Derzeitig wird eine derartige Füllstandssonde zur Nachrüstung in W-213 Reaktoren entwickelt.

24. Beseitigung von einzelnen Stellen, an denen redundante Einrichtungen der Leittechnik im selben Brandabschnitt untergebracht sind (aus Kap. 6.3).

25. Die Funktionen der Blockwarte und der Reservewarte sind nicht vollständig entkoppelt. Aus Brandschutzgründen ist eine solche Entkopplung notwendig (aus Kap. 7.1.2.1).
26. Die Warten sind unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte neu aufzubauen (aus Kap. 6.4 und 6.3).
27. Zuverlässige Überwachung des Betriebszustands der HUP durch geeignete Kriterien, z.B. Drehzahl (aus Kap. 8.2.2).
28. Zuverlässige Überwachung sicherheitstechnisch wichtiger Füllstände, z.B. Druckhalter, Dampferzeuger, Druckspeicher (aus Kap. 8.2.2).
29. Verbesserung der Leckerkennung (aus Kap. 8.2.2).
30. Automatische Überwachung der Gebäudesümpfe im Reaktorgebäude mit Signalisation in der Warte (Gefahrenmeldeanlage) (aus Kap. 8.2.2).
31. Redundanz und Zuverlässigkeit der Wasserstandsmelder in den drei Pumpenräumen des Not- und Nachkühlsystems sind zu verbessern (aus Kap. 6.1.2.1).

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 Füllstandsmeßgeräten mit Signalisation auf der Blockwarte).

32. Die fehlende Überwachung der Absperrung der die Pumpenräume verbindenden Gebäudeentwässerung ist nachzurüsten (aus Kap. 6.1.2.1, 8.2.4).
33. Der Austausch der gesamten Leittechnik ist erforderlich (aus Kap. 6.3, 8.2.).
34. 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).

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:
Notspeisewasserpumpen und Speisewasserpumpen
- Reaktorgebäude:
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 2201.1) fordert sicherheitsrele-

te 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.

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 (14,7m-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. 8.2.1, 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. 7.3.2).
13. Einsatz von qualitativ hochwertigem Atemschutz (aus Kap. 7.3.2).
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. 7.3.2).

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 FEM-Rechnungen zu ergänzen (aus Kap. 4.2.2).
2. 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 (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. Vom Reaktordruckbehälter sind die Ergebnisse der Ultraschall-Basisprüfung der Grundwerkstoffbereiche (Schüsse und Boden) vorzulegen, einschließlich der Stützen mit DN 250 (aus Kap. 4.2.2).
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.

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.

chen, 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 Sekundärkreises 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 Leck-vor-Bruch-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. titanberehrter hinreichend dichter Kondensatoren als Voraussetzung für die Umstellung auf Hoch-AVT-Fahrweise im Sekundärkreis ist zu prüfen (aus Kap. 4.2.2).
13. Es wird empfohlen Analysen zur Ausbildung von Kaltwassersträhnen 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 (Kaltwassersträhnen) wurden die Rechnungen zur Spröbruchfestigkeit vollständig gemäß der sowjetischen Normen durchgeführt.

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

A.3.2.2 Verfahrenstechnik

1. In den Störfallanalysen wird bestätigt, daß die Geschwindigkeit der einfahrenden Steuerelemente ausreichend ist, wenn das erste Anregekriterium wirksam ist. Es ist zu überprüfen, ob die Abschaltung des Reaktors in allen Auslegungstörfällen 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. Die Begründung der Unterkanalfaktoren für die Enthalpieerhöhung $K_{\Delta H}$ und die Wärmestromdichte K_q ist für die aktuelle Brennelementkonstruktion mit Queraustauschbohrungen zu überprüfen (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.

4. Die Einhaltung der minimal zulässigen DNB-Werte ist, unter Berücksichtigung der jeweils wirksamen Leistungsbegrenzung (HS-4 oder HS-3), für die auslegungsbestimmenden Transienten 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 Primärkreises 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.

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 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 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.

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 Wassermitrißphänomene 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:

- *Frischdampfleck innerhalb des Druckraumsystems*
- *Frischdampfleck 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. Detaillierte Untersuchungen zur Wirksamkeit des Sprinklersystems unter Berücksichtigung der Ausfallkriterien (aus Kap. 5.2.7).

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

Im Jahre 1990 wurden alle Störfallanalysen für WWER-440/W-213 im Umfang der Forderungen der sowjetischen Störfalleitlinien (TOB RU-87 und TOB AES) aktualisiert. Es wird die Durchführung eines gemeinsamen Seminars zur Erörterung von Fragen dieser Störfallanalysen vorgeschlagen.

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 Abschlämmlösungen 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 Primärkreises 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 Sekundärkreis ausreichend gegen Eindringen von Seewasser gesichert ist (vor allem im Bereich der Abfahrkondensatoren) (aus Kap. 8.2.1).
28. Die mögliche Beeinflussung der Regelstabeinfallzeit durch die Schiefstellung des RDB ist nochmals zu überprüfen. (Die Schiefstellung beträgt ca. 1,5 mm.)

SU-A

Es liegt der Nachweis für die zuverlässige Funktion des Reaktorabschaltsystems bis zu einer Schiefstellung des RDB von 3 mm vor.

A.3.2.3 Elektrotechnik

1. Prüfung der Notstrombilanz und gegebenenfalls Erhöhung der Dieselgeneratoreistung (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

Siehe Punkt 10 des Abschnittes A.3.1.2.

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.

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.

Es ist zweckmäßig, ein trilaterales Seminar - BRD, Frankreich, UdSSR - zur Begründung der Lebensdauer von Komponenten von KKW des Typs WWER-440/W-213 zur Erörterung folgender Fragen durchzuführen:

- *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;*
2. Es ist ein Statusbericht auszuarbeiten, der den gegenwärtigen Wissensstand zur Verarbeitungssicherheit und zum Neutronenbestrahlungs- und Korrosionsverhalten des Reaktordruckbehälterstahls 15Ch2MFA darstellt (aus Kap. 4.2.2).

SU-A

Die sowjetische Seite kann einen solchen Statusbericht erarbeiten.

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.

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 z. B. 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.

A.3.3.2 Bautechnik

1. Übergabe vollständiger und prüffähiger Nachweise der Standsicherheit.
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 Betriebshandbuches, 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

Analysen 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

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

mit

q_{krit} - kritische Heizflächenbelastung in MW/m²

x - relative Enthalpie am Ort der Siedekrise

ρw - 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 der 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 776 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 bis + 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 $F = \left\{ \left[\int_0^L q(z) \cdot l^{-1} \cdot z^{-1} \int_0^z q(z) dz \right]^n \right\}$

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

sowie

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

$$l = 55 d_t \text{ Relaxationslänge, m}$$

$$d_t = \text{thermischer Durchmesser, m}$$

Für die Bestimmung des Korrekturfaktors wurden 438 experimentelle Punkte herangezogen. Diese wurden an Stabbündeln mit ungleichmäßigem Wärmestrom über der 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 zu einem 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 zehn 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

exothermischen 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 Durchsatzverringerung 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 Auslegungstörfall - Abriß der Hauptkühlmittelleitung DN 500 am Eintritt in den Reaktor - für verschiedene Betriebsphasen (Bestrahlungszustände der Brennstäbe) mit Berücksichtigung der Kenndatenstreuung für die Brennstäbe bzgl. des Bestrahlungsbegins. Als Ausgangsdaten für die Berechnungen wurden Testergebnisse von neutronenphysikalischen und thermohydraulischen 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 wesentlichen 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):

$$\dot{\epsilon} = A(T) \sinh [B(T) \cdot (\sigma - \sigma_0)]$$

wobei

$$\sigma_0 = \epsilon (\sigma_0, T) - \sigma_0 / \epsilon (\epsilon, T)$$

mit

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

σ - Spannung,

σ_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 und bei Störfällen von Reaktoren WWER 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 Brennstabhülleneigenschaften 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, Gasfreisetzung, 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 Brennstabkenndaten 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 hauptsächlichsten Kenndaten

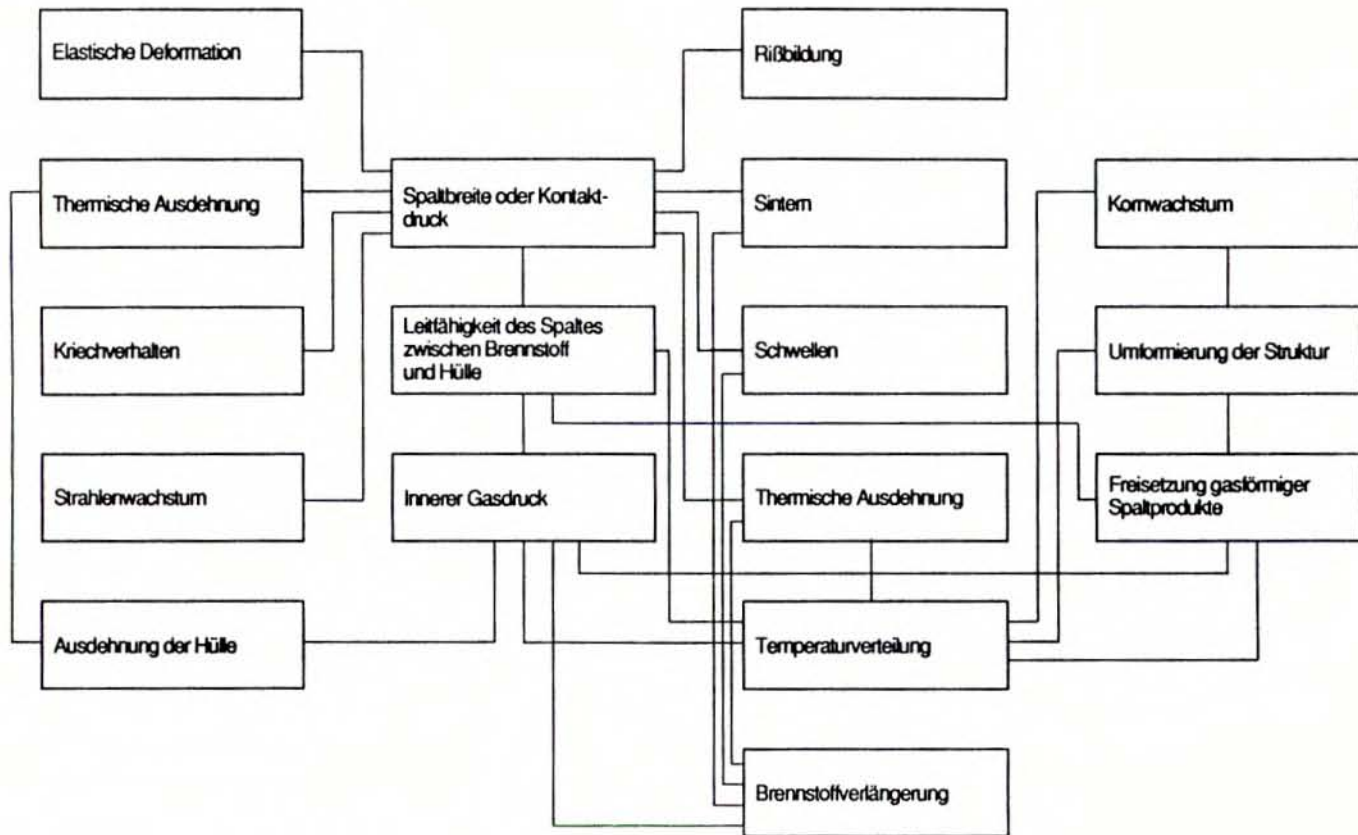
der Brennstäbe, für die der Vergleich zwischen berechneten und experimentell ermittelten Daten durchgeführt wurden, sind Temperatur im Brennstoffzentrum, innerer Gasdruck, Verlängerung des Brennstoffes und der Brennstofftabletten. Sie wurden während der Bestrahlung gemessen. Bei der Verifizierung des 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

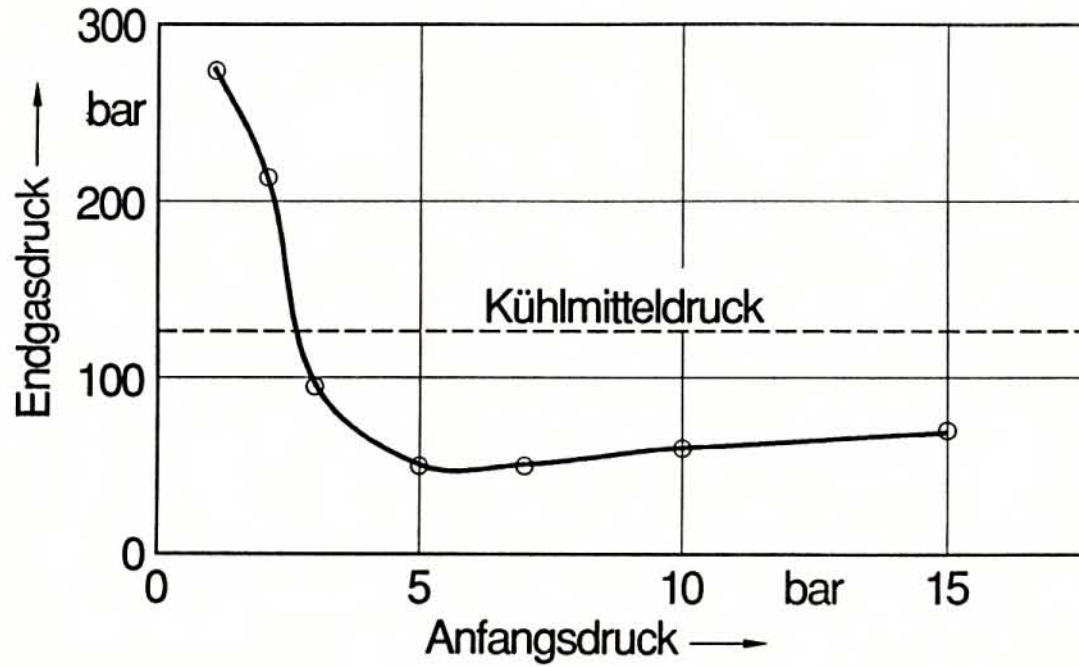
Wie bekannt ist, verbessert ein gewisser Überdruck die wärmephysikalischen Kennwerte der Brennstäbe. Zur Optimierung des Anfangsgasdruckes für Brennstäbe von Reaktoren WWER-440 erhöhter Leistungen wurden eine Reihe Variantenberechnungen mit unterschiedlichen Drücken durchgeführt. Die Optimierung erfolgte 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 WWR-440

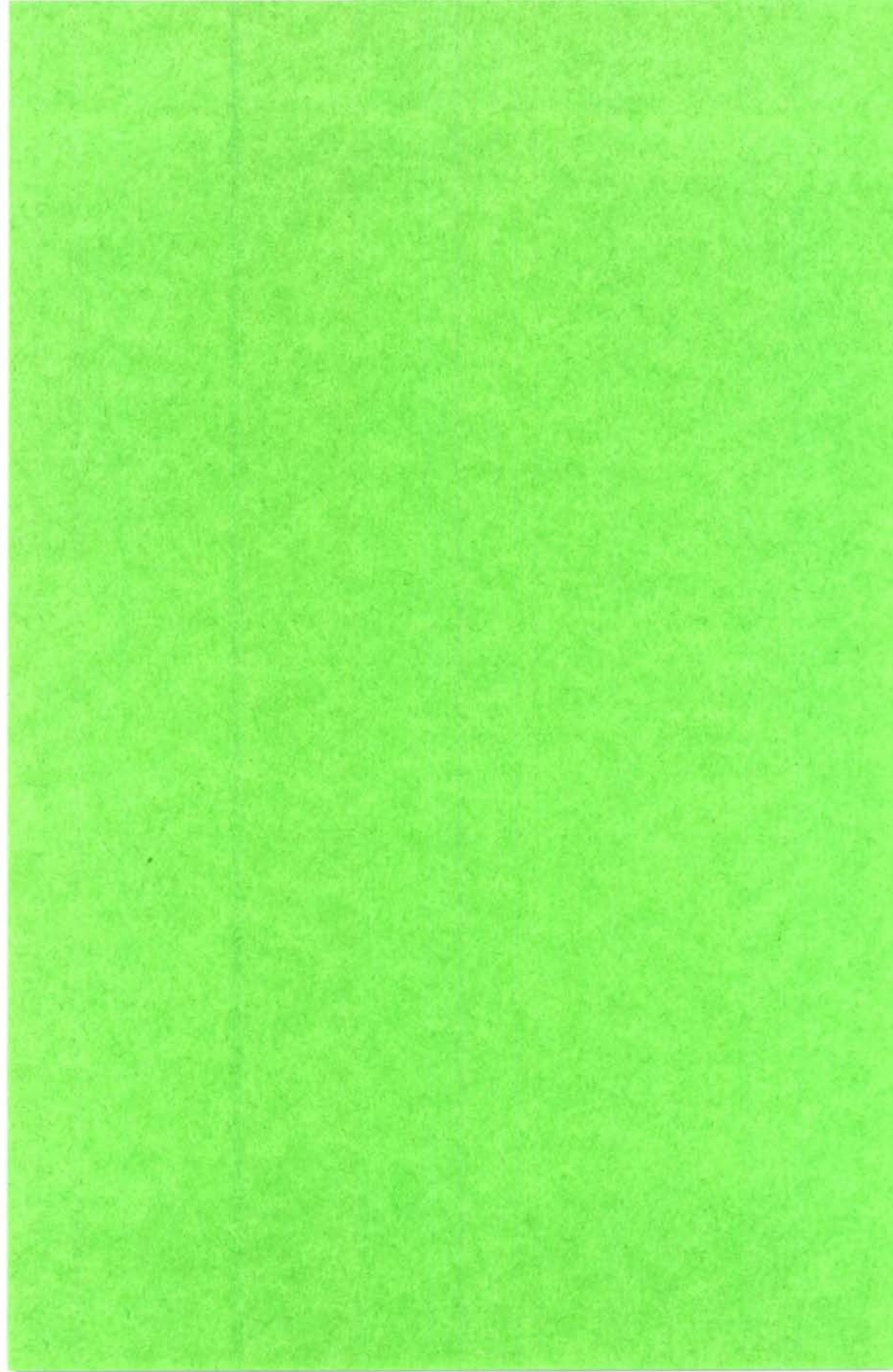
Оценка безопасности
атомной электростанции Грайфсвальд
5 блока (ВВЭР-440/В-213)

Совместный германо-советский отчет
Общество по Реакторной Безопасности (ГРС)

ИАЭ им. Курчатова

ОКБ Гидропресс

Атомэнергопроект



ПРЕДИСЛОВИЕ

Федеральный министр по вопросам окружающей среды, охраны природы и безопасности ядерных реакторов поручил Обществу по реакторной безопасности провести анализ безопасности для атомной электростанции Грайфсвальд, блок 5.

В соответствии с Программой советско-немецкого сотрудничества в области ядерной безопасности и радиационной защиты (п.2.4 "Анализ безопасности ВВЭР") выполнена оценка безопасности атомной электростанции Грайфсвальд, энергоблок 5 (ВВЭР-440/В-213), представленная в настоящем отчете.

С советской стороны принимали участие: Минатомэнергопром СССР, Госпроматомэнергонадзор СССР, Институт атомной энергии им.И.В.Курчатова, проектная организация Атомэнергопроект, ОКБ "Гидропресс" (главный конструктор) и ВНИИАЭС.

Кроме того исследования проводились в тесном сотрудничестве с французским институтом ИПСН по защите и ядерной безопасности.

Позиции специалистов ФРГ и СССР обсуждались на совместных встречах и отражены в протоколах.

Основные подходы специалистов сторон к модернизации блока 5 АЭС Грайфсвальд и предложенные основные компенсирующие мероприятия совпадают.

По ряду технических вопросов, содержащихся в материалах отчета, требуются дополнительные исследования и анализы.

Для обсуждения этих вопросов намечено провести последующие встречи немецких, советских и французских специалистов.

При реализации предложенных в отчете мероприятий по усовершенствованию проектных решений, на сегодняшнем уровне знаний не выявляются основные компоновочные недостатки, принципиально препятствующие с технической точки зрения пуску и эксплуатации энергоблока 5 АЭС Грайфсвальд.

**Оценка безопасности
атомной электростанции Грайфсвальд
5 блока (ВВЭР-440/В-213)**

август 1991 года

СОДЕРЖАНИЕ

1	Введение	1
2	Характеристика установок и систем на атомных электростанциях типа ВВЭР-440/В-213	4
2.1	Первый контур	5
2.2	Второй контур	6
2.3	Системы охлаждения	7
2.4	Концепция безопасности	8
2.4.1	Система аварийного охлаждения и отвода остаточного тепла	9
2.4.2	Система аварийной питательной воды	9
2.4.3	Контур и промконтур охлаждения	10
2.4.4	Система герметичных помещений	11
2.4.5	Вентиляционные установки	12
2.4.6	Электроснабжение	12
2.4.7	Система КИП и автоматика	13
2.5	Рисунки к разделу 2	16
	Таблицы 2-1	31
3	Правовые основы	34
3.1	Ситуация лицензирования 5 блока	34
3.2	Действующие правовые основы для лицензирования	34
	Литература по 3 разделу	38
4	Активная зона и компоненты под давлением	40
4.1	Проектные основы активной зоны	40
4.1.1	Нейтронно-физические характеристики активной зоны	40
4.1.2	Теплогидравлические характеристики активной зоны	41

4.1.3	Механический расчет внутрикорпусных устройств реактора и активной зоны	42
4.1.4	Аварийные случаи при обращении с топливом	44
4.2	Оборудование первого и второго контуров, находящееся под высоким давлением	45
4.2.1	Постановка задачи	45
4.2.2	Оценка безопасности и требуемые меры	46
5	Анализ аварийных режимов	52
5.1	Анализ аварий с потерей теплоносителя и других аварийных ситуаций	52
5.1.1	Аварии с потерей теплоносителя	53
5.1.2	Режимы нарушения нормальных условий эксплуатации и другие аварийные события	55
5.1.3	Холодные струи теплоносителя	56
5.2	Система герметичных помещений с конденсационной установкой барботажного типа	57
5.2.1	Основы проектирования	57
5.2.2	Анализ расчетных параметров системы герметичных помещений	57
5.2.3	Нагрузки от перепада давления	58
5.2.4	Динамические нагрузки на барботажно-вакуумную установку при авариях	58
5.2.5	Усилия, возникающие от внутренних воздействий	59
5.2.6	Протечки и герметичность зданий	59
5.2.7	Обобщающая оценка и необходимые мероприятия	60
5.3	Радиологические последствия	61
5.3.1	Аварии с потерей теплоносителя	62
5.3.2	Повреждение топливных элементов при транспортно-технологических операциях	63
5.3.3	Разрыв коллектора парогенератора	63
	Литература по 5 разделу	63

6	Системная техника	65
6.1	Анализ технологических систем	65
6.1.1	Исходные события	65
6.1.2	Ход событий в случаях с потерей теплоносителя	66
6.1.2.1	Большие течи (Ду 200 до Ду 500)	66
6.1.2.2	Средние течи (Ду 25 до Ду 200)	68
6.1.2.3	Малые течи (<Ду 25)	69
6.1.2.4	Течь компенсатора давления	69
6.1.2.5	Течь одной теплообменной трубки парогенератора	70
6.1.2.6	Течь нескольких теплообменных труб парогенератора и течи коллектора парогенератора	71
6.1.2.7	Течь трубопровода с теплоносителем первого контура за пределами гермозоны	72
6.1.3	Ход событий в аварийных режимах, не связанных с потерей теплоносителя I контура	72
6.1.3.1	Отказ основного теплоотвода	72
6.1.3.2	Отказ системы питательной воды	73
6.1.3.3	Отключение турбогенераторов	74
6.1.3.4	Течь трубопровода "острого" пара	74
6.1.3.5	Течь коллектора "острого" пара	75
6.1.3.6	Течь в трубопроводе питательной воды	75
6.1.3.7	Течь коллектора питательной воды	76
6.1.3.8	Отказ системы основной циркуляции и систем технической воды КО-А	77
6.1.3.9	Процессы пуска и остановки	77
6.1.3.10	Аварийные переходные процессы с отказом аварийной защиты реактора	78
6.1.4	Заключение	78
6.2	Электропитание	79
6.3	Система КИП и автоматики	81
6.4	Эргономика	83
	Литература по 6 разделу	83

7	Внешние и внутренние воздействия. Строительная техника. Радиационная защита	84
7.1	Внешние и внутренние воздействия	84
7.1.1	Критерии оценки	84
7.1.2	Внутренние воздействия на АЭС	84
7.1.2.1	Пожар	84
7.1.2.2	Затопление	88
7.1.2.3	Прочие внутренние воздействия на АЭС	90
7.1.3	Внешние воздействия	91
7.2	Техника строительства	91
7.3	Радиационная защита АЭС	94
7.3.1	Воздействия на внешнюю среду в условиях нормальной эксплуатации АЭС	94
7.3.2	Радиологическая защита на рабочих местах	94
	Литература по 7 разделу	95
8	Анализ опыта эксплуатации	97
8.1	Проведенные работы	97
8.2	Необходимые мероприятия по усовершенст- вованию проектных решений	98
8.2.1	Технологическое оборудование и системы	98
8.2.2	Системы КИП, защит и автоматики (АСУ ТП)	98
8.2.3	Электроснабжение собственных нужд	100
8.2.4	Строительная часть	101
8.2.5	Организация эксплуатации, эксплуатационные инструкции и порядок обеспечения качества	101
8.3	Итоговое заключение	102
9	Заключение	104

10	Замечания и предложения Минатомэнергопрома СССР по настоящему анализу безопасности	107
10.1	Введение	107
10.2	Замечания и предложения главного конструктора и научного руководителя по приложению А3.	108
10.2.1	Позиция по мерам усовершенствования	108
10.2.2	Оценка анализов и доказательств	109
10.2.3	Оценка документации	111
10.3	Замечания и предложения Генпроектировщика по приложению А3.	112
10.3.1	Мнение по методам усовершенствования	112
10.3.2	Оценка анализов и доказательств	114
10.4	Общие соображения и выводы	114
	Приложение	115
A.1	Атомные станции с реакторами типа ВВЭР-440/В-213	115
A.2	Фирмы и институты, принимавшие участие в анализе	117
A.2.1	Германские фирмы и учреждения, принимавшие участие в анализе	117
A.2.2	Советские фирмы и учреждения, принимавшие участие в анализе	117
A.3	Перечень мероприятий по усовершенствованию проектных решений, вытекающих из проведенных исследований, а также анализов и материалов, необходимых для дальнейших исследований.	118
A.3.1	Мероприятия по усовершенствованию проектных решений	118
A.3.1.1	Материалы	118
A.3.1.2	Технологические системы	119
A.3.1.3	Электротехника	124
A.3.1.4	Система КИП и автоматики	125

А.3.1.5	Строительная часть	129
А.3.1.6	Организация и ведение эксплуатации	130
А.3.2	Анализы и доказательства	132
А.3.2.1	Материалы	132
А.3.2.2	Технологическая часть	133
А.3.2.3	Электротехника	137
А.3.2.4	Система КИП и автоматика	138
А.3.2.5	Строительная техника	139
А.3.2.6	Кадровые вопросы	139
А.3.3	Документация	139
А.3.3.1	Материалы	139
А.3.3.2	Строительная техника	140
А.3.3.3	Административные вопросы	140
А.4	Анализы ИАЭ им. Курчатова	143
А.4.1	Расчет критического теплового потока для ТВЭЛ в ВВЭР	142
А.4.2	Исследования поведения ТВЭЛов при авариях	144
А.4.2.1	Программные средства и коды, моделирующие поведение ТВЭЛов при аварии	144
А.4.2.2	Верификация кода по экспериментальным данным	144
А.4.2.3	Расчетный анализ поведения ТВЭЛов ВВЭР при аварии	145
А.4.2.4	Экспериментальные данные физико-механических свойств материалов ТВЭЛов в нормальных и аварийных условиях	146
	Литература	146
А.4.3	Моделирование поведения ТВЭЛов типа ВВЭР в условиях нормальной эксплуатации	147
А.4.3.1	Описание кода PIN-micro	147

A.4.3.2	Верификация кода PIN-micro	148
A.4.3.3	Оптимизация исходного газового давления в ТВЭЛах реактора ВВЭР-440 повышенной мощности	148
	Литература к приложению А.4.3	149
	Рисунки к приложению А.4.3	150

1 Введение

По поручению Федерального министра окружающей среды, охраны природы и ядерной безопасности Обществом по безопасности реакторов осуществляется анализ безопасности пятого блока АЭС Грайфсвальд. Цель работы – определить, соответствует ли эта станция действующим в ФРГ Техническим правилам и требованиям по ядерной безопасности.

На АЭС Грайфсвальд сооружены блоки с советскими реакторами типа ВВЭР-440. Были предусмотрены всего 8 блоков по 440 МВт эл. каждый. Блоки 1-4, пуск которых состоялся в 1973-1979 годах, состоят из более старых блоков ВВЭР-440/В-230. Эти блоки были сняты с эксплуатации в 1990 году. Для блоков 5-8 было предусмотрено сооружение более современных реакторов типа ВВЭР-440/В-213. Строительство этих блоков началось в конце 70-х годов (блок 5) и в начале 80-х годов (блоки 6-8). Для пятого блока была выдана лицензия на пуск и наладку в 1988 году. Блоки 6-8 еще не достроены, они имеют разные степени готовности.

Станции типа ВВЭР-440/В-213 строятся или эксплуатируются в других странах уже длительное время. Перечень этих станций приведен в приложении А.1.

Исследование пятого блока началось летом 1990 года. Ход работы можно разделить на три этапа.

1. Оценка с точки зрения технической безопасности проекта станции.
2. Определение возможного дефицита по безопасности и необходимых мероприятий по повышению надежности на основе регулирующих правил и опыта по безопасности ФРГ.
3. Углубленный анализ безопасности для обоснования необходимости и взвешенности компоновки с использованием в том числе вероятностных методов.

Данный отчет содержит результаты первых двух этапов исследования.

Результаты получены для пятого блока. Но поскольку проекты блоков 6 – 8 аналогичны проекту блока 5, то заключения и рекомендации, относящиеся к пятому блоку, можно принципиально распространить и на эти блоки.

Определенная часть задач в этих исследованиях была поручена другим организациям, в том числе, органам надзора разных земель и организацией "Материалпрохфансталт" г.Штутгарт (Институт по исследованию материалов). Список этих учреждений в приложении А.2. Работы были также поддержаны акционерным обществом "Крафтверкс-унд Анлагенбау АГ", акционерным обществом "Энергиверке Норд" и Строительной академией Берлин.

Для осуществления исследований существует также международное сотрудничество с различными учреждениями.

Большое значение имеет сотрудничество с советской стороной. Оно осуществляется на основе Межправительственного соглашения СССР и ФРГ, а также других соглашений о сотрудничестве в области ядерной безопасности. В ходе исследования пятого блока (ВВЭР-440/В-213) состоялись переговоры с советскими специалистами. В этих совещаниях участвовали с советской стороны представители Министерства атомной энергетики и промышленности, Госатомнадзора, ИАЭ им. Курчатова, а также проектанты Атомэнергопроекта (Москва), конструкторы ОКБ "Гидропресс".

В процессе совместной работы советскими специалистами была проведена экспертиза материалов исследований по 5-ому блоку (ВВЭР-440/В-213) АЭС Грайфсвальд. При этом было установлено, что обе стороны принципиально единого мнения об оценке результатов исследований и итогов; о рекомендациях и компенсирующих мероприятиях, вытекающих из них. Заключение советской экспертизы публикуется в данном отчете (глава 10).

В результате обсуждений между Министерством атомной энергетики и промышленности СССР и Обществом по безопасности реакторов ФРГ стороны договорились опубликовать совместный отчет по исследованию безопасности пятого блока АЭС Грайфсвальд на русском и немецком языках.

Существует также тесное сотрудничество с французским Институтом защиты и ядерной безопасности (ИПСН) в Париже. В ходе исследований по атомной станции в Грайфсвальде, по 5-му блоку, между ГРС и ИПСН состоялись различные совещания по разным темам. Кроме того, представители ИПСН участвовали в германо-советских проектных переговорах в качестве наблюдателя.

ИПСН исследует, насколько атомные электростанции типа ВВЭР-440/В-213 соответствуют требованиям французских правил по ядерной безопасности. Результаты этих исследований представлены в отчете ИПСН.

Результаты исследований ГРС и ИПСН были обсуждены и сравнены между собой на совместном совещании по проекту в Берлине, 7-ого и 8-ого марта 1991 г. При оценке результатов исследований и вытекающих из них рекомендаций и компенсирующих мероприятий обе стороны пришли к общему мнению.

В ходе исследований состоялись совещания с представителями АЭС Пакш, Венгрия, для обсуждения технических вопросов.

Для понимания изложенного в разделах 4 – 8 материала в разделе 2 приводятся технические характеристики АЭС типа ВВЭР-440 / В-213. При этом освещаются наиболее важные с точки зрения безопасности системы и оборудования.

В разделе 3 дан обзор о существующей на 5 блоке ситуации с точки зрения лицензирования, а также самых важных западно-германских технических правил и требований по ядерной безопасности.

Разделы 4 – 8 содержат итоги технических исследований. Подробное описание исследований и результатов этих исследований из-

ложены в отдельных отчетах.

В разделе 4 оценены характеристики активной зоны и систем высокого давления. Пятый раздел содержит исследование аварийных процессов, анализы эффективности систем безопасности и расчет радиационных последствий аварий. В разделе 6 дана оценка безопасности при протекании аварийных режимов. В разделе 7 приводятся результаты исследований внешних воздействий, строительной техники и защиты от радиационного излучения при эксплуатации. В разделе 8 подводятся итоги опыта эксплуатации во время пуска и наладки.

В разделе 9 обобщаются данные исследования. Здесь приводятся рекомендации по усовершенствованию, вытекающие из исследований и даются рекомендации для углубленного анализа. Приложение А.3 содержит список технических мер, вытекающих из отчета, а также необходимые дополнительные анализы и документы.

Раздел 10 содержит заключение советских специалистов по проведенным исследованиям. Приведенные в разделах 10.2 и 10.3 выводы, относятся к представленному в Приложении А.3 перечню отдельных компенсирующих мероприятий, анализов и материалов и еще раз приводятся там в соответствующих пунктах.

2 Характеристики установок и систем на атомных электростанциях типа ВВЭР-440/В-213

Атомные электростанции с советскими водо-водяными реакторами поколения ВВЭР-440/В-213 являются усовершенствованием поколения ВВЭР-440/В-230. По сравнению с атомными электростанциями типа ВВЭР-440/В-230 станции поколения В-213 оборудованы улучшенными устройствами безопасности. В дальнейшем описываются самые важные проектные характеристики и устройства безопасности установок типа ВВЭР-440/В-213.

На Рис.2-1 изображена компоновка АЭС Грайфсвальд, блоки 5-8. По аналогии с установками В-230 (блоки 1-4) данные блоки выполнены как спаренные. При этом в одном аппаратном зале главного корпуса расположены реакторы двух блоков. Для всех восьми блоков существует один общий машинный зал. На рисунке 2-2 изображен поперечный разрез здания одного блока типа В-213.

В отличие от блоков с установкой В-230, где гермообъем оборудован сбросными клапанами, блок с реакторной установкой В-213 имеет конденсационную установку барботажного типа (рис. 2-3).

Установки типа ВВЭР-440/В-213 имеют 3 системы отвода тепла:

- Первый контур

Первый контур служит для охлаждения реактора. Он расположен в системе герметичных помещений. Рисунок 2-4 показывает принципиальную схему и рис.2-5 показывает компоновку первого контура с расположением его компонентов.

- Второй контур

Второй контур осуществляет передачу тепловой энергии от парогенераторов до турбины. Он, главным образом, расположен в машинном отделении. Рис.2-6 показывает принципиальную схему 2 контура.

- Контур охлаждения

Главный контур охлаждения осуществляет теплоотвод от конденсаторов турбин. Охлаждаемая вода подается береговой насосной станцией из Балтийского моря.

Для охлаждения дополнительных потребителей нормальной эксплуатации и потребителей систем безопасности предусмотрены два дополнительных контура охлаждения с морской водой и два промконтура.

В таблице 2-1 приводятся основные проектные данные установок ВВЭР-440/В-230 и В-213. Для сравнения приводятся соответствующие данные установки ВВЭР-1000/В-320 и установки "Конвой"-1300- фирмы

КВУ.

2.1 Первый контур

Первый контур (рис.2-4 и рис.2-5) состоит из водо-водяного реактора, охладителем и замедлителем в котором является вода и 6 главных циркуляционных петель. Тепловая мощность реактора 1375 МВт.

Каждая главная циркуляционная петля включает в себя трубопровод Ду 500, главный циркуляционный насос (ГЦН), парогенератор (ПГ) и две главные запорные задвижки (ГЗЗ) для отсекаания реактора от парогенератора. Для защиты от избыточного давления на каждой главной циркуляционной петле установлен предохранительный клапан (Ду 15).

Для уравнивания колебаний давления и объема первый контур имеет компенсатор давления, который подключен к неотключаемому участку горячей нитки петли ГЦК через два присоединительных трубопровода Ду 200. Трубопровод впрыска в компенсатор давления Ду 100 подсоединяется к холодной нитке той же циркуляционной петли. Компенсатор давления снабжен двумя предохранительными клапанами, которые сбрасывают среду в барботер, защищенный от избыточного давления предохранительной мембраной.

Корпус реактора

Рис. 2-7 показывает корпус реактора. Он является вертикальным цилиндрическим корпусом с выпуклой крышкой и днищем. Цилиндр состоит из трех бесшовных кованых обечаяек, которые друг с другом сварены кольцевым швом. К обечайкам присоединяются две обечайки зоны патрубков и верхний фланец, тоже сваренные кольцевыми швами.

Корпус реактора изготовлен из низколегированной ферритной стали и имеет аустенитную плакировку. Верхняя обечайка зоны патрубков содержит 6 выходных штуцеров Ду 500 для подсоединения горячих ниток, нижняя обечайка зоны патрубков – 6 входных штуцеров Ду 500 для подсоединения холодных ниток главных циркуляционных трубопроводов. На обеих обечайках зоны патрубков имеется по 2 патрубка Ду 250 для подсоединения 4-х гидроемкостей, а на верхней обечайке зоны патрубков – еще один патрубок Ду 250 для вывода импульсных линий КИП из корпуса.

Главные циркуляционные насосы

Главные циркуляционные насосы установок В-213 довольно значительно отличаются от насосов на установках В-230. Главный циркуляционный насос является вертикальным, одноступенчатым центробежным насосом с механическим уплотнением вала уплотняющей водой. Подшипники двигателя и верхний подшипник насоса смазываются масляной системой с надежным питанием. Нижний подшипник насоса охлаждается и смазывается водой.

Насосы установок В-213 имеют по сравнению с насосами установок В-230 дополнительную вращающуюся массу на двигателе, которая в случае обесточивания обеспечивает своим инерционным моментом достаточно медленный спад расхода теплоносителя.

Парогенераторы

Парогенераторы установок В-213 являются крупногабаритными, горизонтальными корпусами с горизонтальными трубчатками (испарительные трубки), рис. 2-8 показывает парогенератор.

Вход и выход теплоносителя первого контура происходит через два коллектора (подсоединение снизу). Паровой коллектор над парогенератором соединен 5 штуцерами с паровым пространством парогенератора. Подача питательной воды производится через трубопровод Ду 250 и аварийной питательной воды через трубопровод Ду 80.

По сравнению с парогенераторами вертикального типа, применяемыми на Западе, существенное преимущество горизонтальных парогенераторов состоит в относительно большой площади испарения, что влечет с собой меньшую скорость испарения и более простую сепарацию. Однако из-за этой конструкции трудно измерить уровень воды парогенераторов, что отрицательно влияет на регулирование питательной воды.

2.2 Второй контур

На рис. 2-6 показана схема второго контура, включающая в себя системы свежего пара и питательной воды. Все трубопроводы систем острого пара и питательной воды входят и выходят из продольной этажерки герметичных помещений на отметке 14,7 продольной отметки. Быстродействующие редукционные установки, предохранительные клапаны, быстродействующая запорная арматура и регулирующие клапаны уровня питательной воды в ПГ также расположены в продольной этажерке на отметке 14,7.

Система "острого" пара

Система имеет 6 парогенераторов (ПГ) и два турбогенератора (ТГ). К каждому турбогенератору подключены 3 парогенератора и 3 трубопровода "острого" пара.

Трубопроводы "острого" пара обоих турбогенераторов объединены одним коллектором. Коллектор разделен на два полукolleктора двумя арматурами, которые открыты при нормальном режиме эксплуатации.

Каждый парогенератор располагает двумя предохранительными клапанами, управляющимися собственной средой (2x50%) с двумя управляющим клапанами типа магнит/пружина, имеющих электромагнит. Управляющими клапанами (и тем самым главными клапанами) можно управлять с Блочного щита.

На каждом трубопроводе "острого" пара (по направлению движения среды) находятся быстродействующая арматура, обратный клапан и запорная задвижка.

У каждого парогенератора в неотсекаемом участке трубопровода "острого" пара имеется быстродействующая редуцирующая установка (БРУ-А) со сбросом пара в атмосферу (сброс над крышей). Эти БРУ-А имеют надежное питание и осуществляют, в случае отказа турбоконденсатора (особенно при полном обесточивании), теплоотвод из первого контура.

При закрытии стопорного клапана турбины "острый" пар поступает через 2 установки (БРУ-К) в конденсаторы соответствующей турбины, если они работоспособны. Производительность этих систем составляет приблизительно 70% от номинальной мощности парогенераторов.

Система питательной воды

Существует 5 питательных насосов, которые на всасывающей и напорной стороне соединены общими коллекторами. При этом коллектора на всасывающей и напорной стороне разделяются на два полукolleктора, которые разделяются во время нормального режима запорными арматурами.

Таким образом, всегда 2 питательных насоса, работающие из одного бака питательной воды, соответственно питают 3 парогенератора. Пятый питательный насос, как резервный насос, может, в случае необходимости, выборочно подсоединяться к любому одному из двух баков питательной воды. Насосы подают воду через напорный трубопровод, через подогреватели высокого давления в верхний коллектор питательной воды, который также как коллектор "острого" пара разделен на 2 полукolleктора (во время нормального режима эксплуатации не разделены). От этого коллектора идут отдельные трубопроводы питательной воды к парогенераторам (рис. 2-6)

Перед подогревателями высокого давления находятся два параллельных регулируемых клапана для нормальной и малой (для пуска и останова) нагрузки. Регулируемой величиной является расход питательной воды в зависимости от нагрузки турбин. Дополнительной регулирующей величиной является уровень соответствующего бака питательной воды (деаэратора). Если уровень в баке питательной воды ниже предельного значения, то расход питательной воды регулируется по уровню в деаэраторе. Для регулирования уровня воды в отдельных парогенераторах имеется в каждой нитке на отметке 14,7 м еще по одному регулирующему клапану питательной воды.

Система подпитки второго контура

Система подпитки второго контура предназначена для восполнения потерь питательной воды во время эксплуатации. Она включает в себя центральную систему подготовки питательной воды и химводоочистку.

Подпиточная вода поступает через регулирующие клапаны в нижний бак конденсата. Регулирующей величиной является уровень воды в соответствующем баке питательной воды. Из бака конденсата вода подается в конденсатор. Из конденсатора вода подается конденсатными насосами в деаэратор через регулятор, поддерживающий уровень в конденсаторе.

2.3 Системы охлаждения

Система циркуляционной воды

Система циркуляционной воды имеет один насос на турбину. Указанный насос перекачивает воду в конденсатор турбины.

Контур и промконтур охлаждения

Имеется два контура охлаждения (контур охлаждения –А, контур охлаждения – С), причем первый контур снабжает водой важные для безопасности потребители, а второй контур общие станционные потребители. Оба контура охлаждают соответственно промконтур охлаждения Б и Д.

2.4 Концепция безопасности

При анализе безопасности блоков 1–4 АЭС Грайфсвальд были обнаружены существенные недостатки в концепции безопасности. Несмотря на отдельные недостатки, советские атомные электростанции типа ВВЭР–440, (независимо от типа), имеют положительные свойства, с точки зрения безопасности по сравнению с водо–водяными реакторами западных стран, в том числе, необходимо назвать:

- довольно небольшое энерговыделение активной зоны реактора,
- относительно большой объем воды первого контура и питательной воды в парогенераторах,
- возможность отсекаания главных циркуляционных трубопроводов.

В отличие от реакторов типа В–230, блок 5 с реактором поколения В–213 оборудован значительно улучшенными устройствами безопасности. Таким образом системы безопасности на 5 блоке располагают более высокими мощностями и состоят, в основном, из многоканальных систем 3 x 100%. Они в большинстве случаев отделены от систем нормальной эксплуатации.

Реакторные установки типа В–213 имеют системы аварийного охлаждения и отвода остаточного тепла, которые спроектированы для управления всего спектра возможных аварий с потерей теплоносителя, включая разрыв главного циркуляционного трубопровода (2F Ду 500). АЭС с реакторной установкой типа В–213 имеют систему герметичных помещений с конденсационной установкой барботажного типа. Эта система также защищена от разрыва главного циркуляционного

трубопровода с двусторонним истечением.

2.4.1 Система аварийного охлаждения и отвода остаточного тепла

Система аварийного охлаждения и отвода остаточного тепла первого контура осуществляет подпитку 1-го контура борной кислотой и отвод тепла прежде всего при авариях с потерей теплоносителя (течи).

Схема системы аварийного охлаждения и отвода остаточного тепла, спринклерной установки указаны на рис. 2-9.

В качестве пассивной системы САОЗ установлено 4 гидроемкости объемом по 40 куб.м воды. Гидроемкости осуществляет подпитку непосредственно в корпус реактора при давлении срабатывания, равном 5,4 МПа. Указанное давление создается азотом.

В качестве активных систем САОЗ имеются подпитка высокого давления и подпитка низкого давления. При аварии с потерей теплоносителя давление в системе герметичных помещений снижается спринклерной установкой. Системы имеют 3 канала, которые выполнены независимыми друг от друга.

Каждый канал системы САОЗ и спринклерной системы имеет свою независимую от других каналов систему надежного аварийного питания и охлаждения.

Для каждого канала подпитки высокого давления имеется бак аварийного запаса борной кислоты (40 г бора/кг воды) объемом 65 куб.м и для каждого канала подпитки низкого давления существует бак аварийного запаса борной кислоты объемом 500 куб.м (12 г бора/кг воды).

В случае, когда один из баков объемом 65 куб.м пустой, подпитка высокого давления соответствующего канала переключается автоматически на бак объемом 500 куб.м САОЗ низкого давления. Подпитка эффективна в диапазоне давления (12,2-0,1 МПа). Таким образом наряду с подпиткой от насосов низкого давления в диапазоне низкого давления ниже 0,7 МПа существует еще одна подпитка.

В случае, когда бак борированной воды объемом 500 куб.м пустой, насосы низкого и высокого давления переключаются на циркуляцию через прямок. В этом режиме системы низкого и высокого давления могут долгосрочно отводить остаточное тепло в контур охлаждения (КО-А).

Насосы спринклерной системы сначала забирают воду из баков борированной воды системы низкого давления, а затем переключаются на работу через прямок.

2.4.2 Система аварийной питательной воды

Система аварийной питательной воды служит для питания парогенераторов при отказе главной системы питательной воды.

На рис. 2-10 указана схема системы. Эта система с напорной стороны имеет три канала. Каждый канал своим аварийным питательным насосом подпитывает 2 парогенератора. Один из этих 3 каналов идет через отметку 14,7 м в систему герметичных помещений, другие 2 канала проложены через транспортный коридор между блоками 5 и 6.

Все три насоса системы аварийной питательной воды всасывают через общую линию из бака деионата объемом 1000 куб. м, который стоит снаружи. Бак деионата оснащен нагревателем, который обеспечивает температуру воды не ниже 5 С.

Все аварийные питательные насосы установлены в машинном отделении. Один насос стоит на отметке -2,1 м рядом с главными питательными насосами, другие 2 насоса стоят на отметке 0 м под генератором.

Для пуска и останова установки используется насос, который называется пуско-остановочным питательным насосом. Этот насос откачивает воду из деаэрата, питает верхний коллектор питательной воды, но не имеет надежного питания и не управляется автоматически.

2.4.3 Контур и промконтур охлаждения

Контур охлаждения КО-А и промконтур охлаждения ПО-Б служат охлаждению устройств важных для безопасности. Насосы обеих систем стоят в общей береговой насосной блоках 5 и 6.

КО-А является открытой системой и работает с морской водой. Эта система представлена на рис. 2-11. Система имеет 2х150% водозаборные линии, которые снабжены механическими очистительными устройствами (предварительные мусороудерживающие решетки, грубые мусороудерживающие решетки, сетчатая лента). Обе линии идут в сборный канал, из которого вода всасывается трехканальной системой. Каждый канал оснащен двумя насосами с надежным питанием (2х100%).

КО-А отводит тепло из:

- промконтур охлаждения ГЦН,
- дизель-генераторных агрегатов надежного питания
- двигателей насосов аварийного охлаждения высокого давления
- охладителей низкого давления
- ПО-Б.

Через охладители дизель-генераторных агрегатов надежного питания постоянно протекает вода КО-А. Кроме того, КО-А отводит остаточное тепло из технологических конденсаторов системы расхола-

живания. В случае полного обесточивания технологические конденсаторы отсекаются от КО-А.

Промконтур -Б имеет один канал. Насосы с надежным питанием и охладители проектированы на 3х50% соответственно. Давление промконтура охлаждения -Б выше чем давление охлаждаемых систем. ПО-Б охлаждает в числе прочих следующие компоненты и системы:

- систему подпитки первого контура
- бассейн выдержки
- промконтур СУЗ
- подшипники насосов аварийного охлаждения высокого давления.

2.4.4 Система герметичных помещений

Система герметичных помещений (рис.2-2), в которой размещено оборудование I контура, предназначена для локализации радиоактивных веществ при аварии с потерей теплоносителя. Для снижения давления при аварии с потерей теплоносителя система герметичных помещений оснащена конденсационной установкой барботажного типа. Система спроектирована на максимальное давление, возникающее при разрыве главного циркуляционного трубопровода с двухсторонним истечением. Имеется существенное отличие от системы герметичных помещений установок типа В-230.

Конденсационная система барботажного типа (рис. 2-3) является конденсационной установкой, состоящей из направляющей шахты, 12-ти друг над другом перпендикулярно к шахте расположенных ванн с борированной водой и воздушных ловушек. Она связана с частью системы герметичных помещений, включающей в себя оборудование первого контура, с помощью 4 больших и 2 малых проемов. Промы закрыты предохранительными мембранами, которые при разности давлений 5000 Па открываются и соединяют объемы бокса и шахты. В случае аварии пар вводится через шахту в воду ванн и конденсируется там.

В случае повышения давления над ваннами больше, чем 500 Па паровоздушная смесь, находящаяся над ваннами, поступает через двойные обратные клапаны (ДУ 500) в воздушные ловушки и удерживается там.

На каждой ванне находится 2 обратных клапана ДУ 250, которые могут открываться только в направлении шахты. При повышении давления в шахте на 0,16 МПа они в закрытом состоянии блокируются.

В результате конденсации пара на воде ванн и на элементах, находящихся в системе герметичных помещений, давление в шахте падает ниже значения давления над ваннами. В результате того, что разность давления меняет знак, часть воды вытекает из ванн в шахту. При этом вытекающая вода разбрызгивается с помощью перфорированных листов. При этом получается дополнительная конденсация. Дальнейшее снижение давления в системе герметичных помещений до достижения разрежения относительно атмосферы осуществляется в

основном спринклерной установкой.

Так как при малых течах давление 0,16 МПа не достигается, создается через неблокированные взрывные клапаны компенсация давления между шахтой и ваннами. Запас воды в ваннах сохраняется для возможных последующих больших течей.

2.4.5 Вентиляционные установки

Вентиляционные установки разделяются в зависимости от функции на:

- установки системы герметичных помещений
- установки вне системы герметичных помещений в реакторном отделении
- установки для теплоотвода из электрических производственных помещений и щитов
- установки для охлаждения обеспечивающих систем безопасности (например, помещения с батареями, помещения надежного питания переменным током).

Установки системы герметичных помещений прежде всего предназначены для:

- поддержания разрежения, равного 150–200 Па во время нормального режима и направленного воздушного потока,
- охлаждения и сушки воздуха помещений, проектированные на избыточное давление, как например, помещения парогенераторов, главных циркуляционных насосов и реакторной шахты,
- очистки воздуха от радиоактивных загрязнений,
- фильтрации воздуха во время перегрузки и ремонта.

Здесь речь идет о приточной, вытяжной и циркуляционной системах, охлаждаемых промконтуром охлаждения ПО–Б. Установки создания разрежения и очистки воздуха имеют аэрозольные и йодные фильтры, а также фильтры с угольным поглотителем.

2.4.6 Электроснабжение

Сетевое питание

Блоки АЭС Грайфсвальд через систему электрических связей 220/380 кВ включены в сети страны двумя двойными линиями 380 кВ и 3 двойными линиями 220 кВ. Энергоблок 5 подключен к сети 220 кВ. Каждый из турбогенераторов питает через собственный блочный трансформатор систему электрических соединений 220 кВ. Каждый турбогенератор присоединяется к системе электрических связей через отдельные силовые выключатели.

Собственные нужды энергоблока (6 кВ) обеспечиваются электропитанием от каждого генератора по двум секциям через трансформаторы собственных нужд. Резервирование собственных нужд энергобло-

ка может быть обеспечено через резервный трансформатор от сети 220 кВ. Через поперечные электрические соединения можно использовать резервные трансформаторы других блоков. Собственные нужды АЭС обеспечиваются также независимо от внешней сети.

Источники питания потребителей собственных нужд.

Для питания потребителей собственных нужд предусматривается четыре секции шин 6 кВ, три из них в нормальном режиме связаны с тремя шинами надежного питания 6 кВ через секционные выключатели. Три канала надежного питания автономны между собой, включая пространственное разделение и каждый канал обеспечивает 100% потребность одной системы безопасности в технологической части.

Каждый канал надежного питания имеет следующую схему (рис. 2-12). Распределительное устройство надежного питания 0,4 кВ (секция 0,4 кВ) получает питание через трансформатор 6 кВ / 0,4 кВ от блочной секции 6 кВ. Кроме того, распределительное устройство 6 кВ, в случае необходимости получает питание от дизель-генератора. Секция надежного питания 0,4 кВ через 2 тиристора связана с двумя двигатель-генераторами (ОДГ), которые в свою очередь соединены с аккумуляторными батареями. При полном обесточивании аккумуляторные батареи обеспечивают непрерывное электропитание на период запуска дизель-генераторов. После запуска дизель-генераторов и при нормальном режиме подзаряд аккумуляторной батареи и питание нагрузок постоянного тока производится от обратимых двигатель-генераторов.

Питание приводов СУЗ осуществляется от двух секций 6 кВ через соответствующие трансформаторы. Потребители нормальной эксплуатации: вычислительная машина (УВС), система внутриреакторного контроля (СВРК) запитываются от самостоятельной секции (четвертой) нормальной эксплуатации с непрерывным электропитанием.

2.4.7 Система КИП и автоматики

Система КИП и автоматики включает в себя технические средства для осуществления контроля, управления и регулирования энергоблока, а также технические средства для управления системами безопасности: система управления и защиты реактора (СУЗ) и система управления механизмами и приводами системы безопасности (систем СА03) (рис. 2-13 и рис. 2-14). Блочный щит управления (БЩУ) предназначен для целей управления энергоблоком в нормальных и аварийных режимах, а резервный щит (РЩУ) в аварийных режимах, когда это невозможно осуществить с БЩУ.

Технические средства для осуществления контроля, управления и регулирования включают в себя также системы для контроля важных параметров процессов и оборудования, блочную вычислительную машину и специальные средства: система ВРК "Гиндукуш" для контроля энерговыделения в активной зоне, система шумовой диагностики, система контроля течей.

На блочном щите управления находятся панели и пульта, скомпо-

нованные по технологическим признакам. На панелях и пультах БЩУ размещаются индивидуальные приборы и аппаратура для представления информации оператору и органы управления энергоблоком. На БЩУ представляется также информация на дисплеях, обработанная вычислительной машиной (УВС). Обрабатывающие устройства УВС вместе с печатающими устройствами размещены в соседнем помещении. Резервный щит управления (РЩУ) предусмотрен для останова реактора и контроля за его состоянием при аварийном расхолаживании и отвода остаточных тепловыделений. БЩУ и РЩУ в этой части являются равноправными. Приоритет БЩУ или РЩУ не предусмотрен.

Управляющие системы безопасности предназначены для управления механизмами и устройствами системы аварийного охлаждения активной зоны и обеспечения ступенчатого подключения потребителей надежного электропитания и для управления и защиты реактора (СУЗ).

Предусматриваются другие системы управления, например, для быстродействующей редуцирующей установки сброса пара в атмосферу (БРУ-А), быстрозакрывающегося отсечного клапана (БЗОК), предохранительного клапана компенсатора объема.

Формирование сигналов аварийной защиты происходит на трех уровнях. 1 уровень – измерение технологических параметров, преобразование в электрический сигнал и передача в устройства преобразования аналогового электрического сигнала в дискретный типа "сухой контакт". Использование измерительного канала для нескольких целей, в основном, не предусматривается. В качестве преобразователя аналогового сигнала в дискретный используются потенциометры, миллиамперметры, мосты с электрическим приводом, которые одновременно являются показывающим или самопишущим прибором. Встроенный в эти приборы электрический привод показателя на шкале замыкает контакты выключателей предельных значений технологических параметров.

Устройства I уровня запитаны напряжением -220 В.

На 2 уровне формируется логика аварийной защиты. Формирование сигналов управления происходит по различной логике: 1 из 2, 2 из 3, 2 из 2, 1 из 1. Как правило, используется логика 2 из 3 по одному и тому же параметру. Контакты преобразователей аналогового сигнала в дискретный размножаются с помощью промежуточных реле и затем собираются в схему голосования. Этот уровень реализован на релейной технике -220 В. Часть логики системы СУЗ работает по принципу подтянутых реле (катушка реле нормально находится под напряжением), логика САОЗ и других систем управления по принципу сбратывания (катушка реле нормально обесточена).

Третий уровень – это уровень управления индивидуальными механизмами и электроприводами системы аварийной защиты, которые получают управляющие сигналы из второго уровня и реализованы в основном на релейной технике -220 В.

Аварийная защита реактора, как часть системы СУЗ выполнена ступенчато и действует при нарушениях и авариях, начиная с запре-

та повышения мощности (А34), снижением мощности реактора путем введения в активную зону последовательно органов управления с медленной скоростью (А33) либо с более высокой (А32) до действия аварийной защиты высшего порядка (А31). При А31 привода СУЗ обесточиваются и они падают в реактор под действием силы тяжести.

Управляющая система безопасности, за исключением системы СУЗ имеет 3 подсистемы, как технологические системы безопасности. Каждая подсистема состоит из двух каналов. В каждом канале измерение и обработка сигналов происходит в основном трехкратно с голосованием 2 из 3. В системе СУЗ, а также в отдельных случаях в других системах 4-кратно с голосованием 2 из 4.

Для формирования сигналов аварийной защиты СУЗ по уровню воды в парогенераторах и по температуре первого контура используется логика 2 из 6. Измерение в каждой петле осуществляется по логике 1 из 1. Выходные сигналы обоих каналов одной подсистемы вызывают по логике 1 из 2 соответствующие действия.

Подсистемы управляющей системы безопасности пространственно разделены и получают электропитание от независимых источников электроснабжения. Два канала одной подсистемы расположены в одном помещении и имеют общее электрическое питание.

Система защиты реактора (часть системы СУЗ) состоит из двух пространственно разделенных подсистем с независимым электрическим питанием.

Управляющая система безопасности создана в основном независимо от системы контроля и управления нормальной эксплуатации.

Одновременное опробование (контроль) логической части обоих каналов одной подсистемы автоматически блокируется. Административными мероприятиями должно быть предусмотрено исключение одновременного опробования. Автоматический непрерывный контроль системы безопасности выполнен на уровне измерительных аналоговых сигналов путем сравнения между собой сигналов трех каналов измерения одного параметра. Уставки предельных значений параметров автоматически не контролируются.

Каждая подсистема управляющей системы безопасности запитана от независимых источников надежного тока.

2.5 **Рисунки к разделу 2**

- 2-1: Расположение зданий АЭС НОРД (блоки 5-8), ВВЭР-440/В-213
- 2-2: Поперечное сечение через здание установки типа ВВЭР-440/В-213
- 2-3: Деталь конденсационной установки барботажного типа ВВЭР-440/В-213
- 2-4: Главный циркуляционный контур охлаждения реактора ВВЭР-440/В-213
- 2-5: Расположение компонентов первого контура ВВЭР-440/В-213
- 2-6: Системы свежего пара и питательной воды ВВЭР-440/В-213
- 2-7: Корпус реактора ВВЭР-440/В-213
- 2-8: Парогенератор ВВЭР-440/В-213 (продольное сечение)
- 2-9: Система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), ВВЭР-440/В-213
- 2-10: Система аварийной питательной воды ВВЭР-440/В-213
- 2-11: Контур охлаждения КО-А и промконтур охлаждения ПО-Б ВВЭР-440/В-213
- 2-12: Системы собственных нужд и надежного питания ВВЭР-440/В-213
- 2-13: Блочная диаграмма сигнализации системы управления и защиты (СУЗ) ВВЭР-440/В-213
- 2-14: Блочная диаграмма сигнализации системы аварийного охлаждения активной зоны САОЗ/ступенчатый пуск потребителей надежного питания

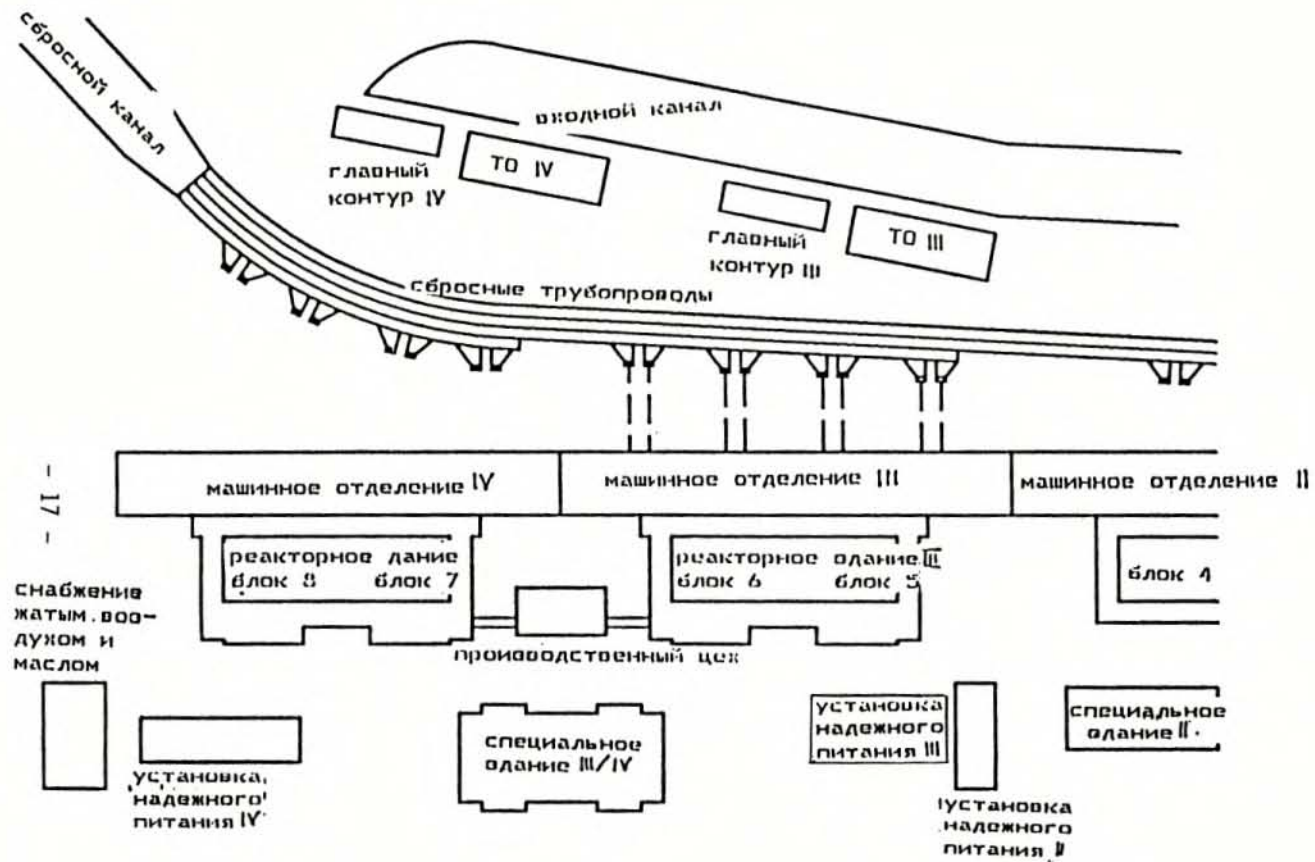
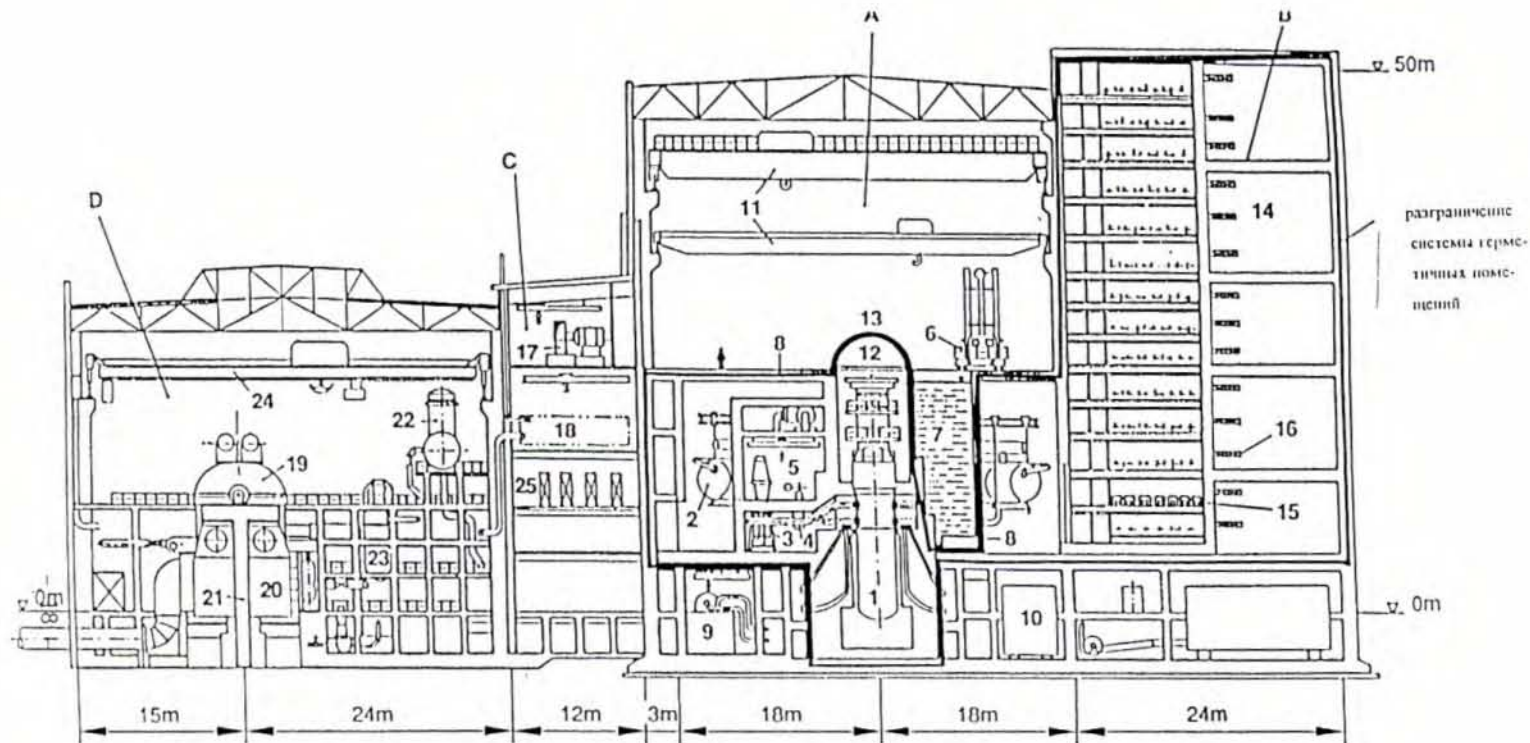
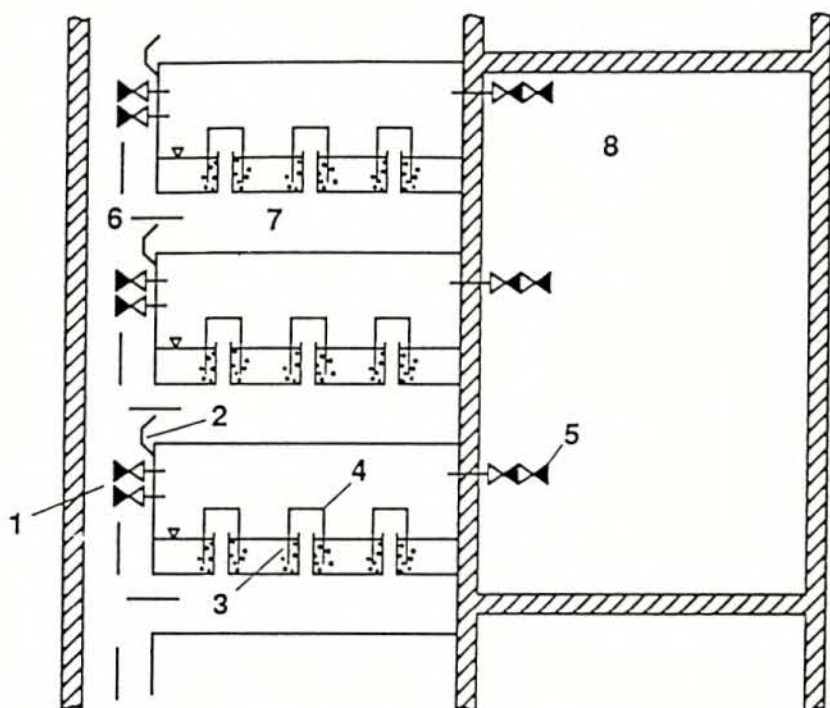


Рис. 2-1: Расположение АЭС Норд III/IV (блоки 5-8) ВВЭР-440/В-213



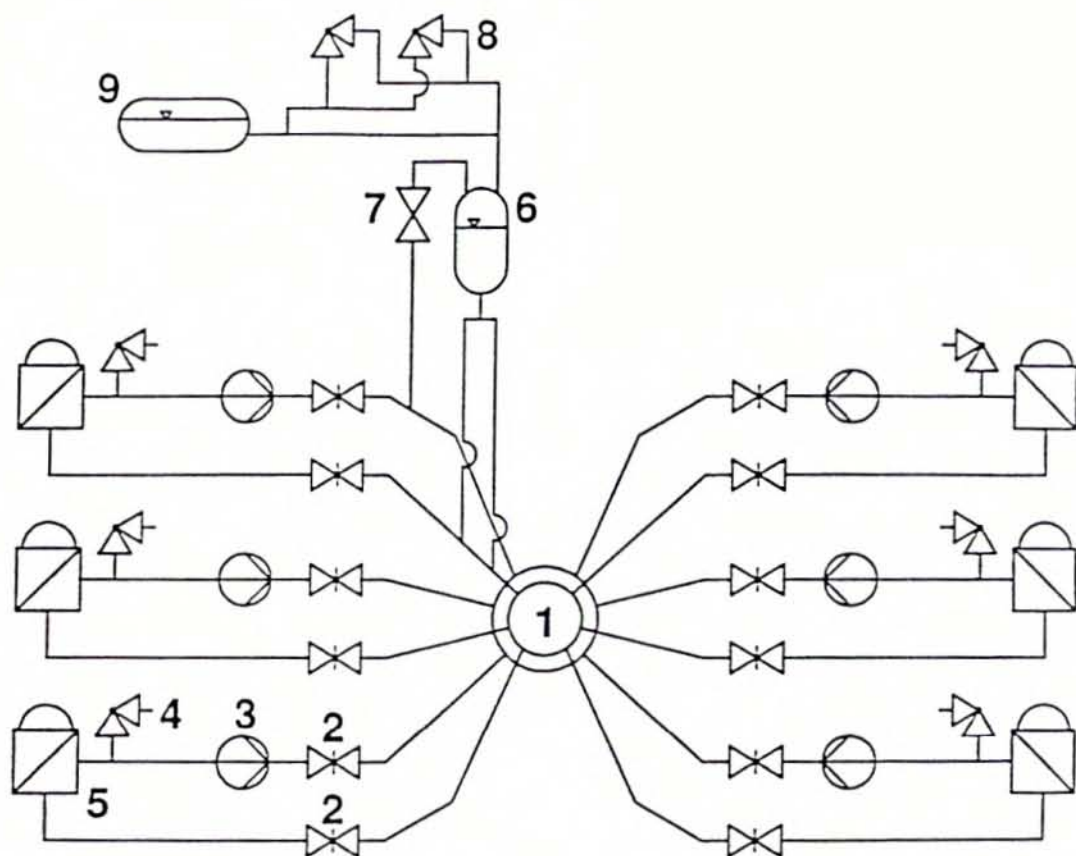
- | | | | |
|---|---|---|--|
| А реакторное отделение | 6 переносная ручная машина | 15 барботажная установка | 23 подогреватель |
| В конденсационная установка барботажного типа | 7 бассейн выдержки | 16 обратные клапаны | 24 кран отделения |
| С среднее здание | 8 система герметичных помещений | 17 сист. приточн. вентиляц. | 25 электрические и управляющие помещения |
| Д машинное отделение | 9 система подпитки I контура | 18 редукт. станции и предопр. клапаны (отм. 14,7 м) | |
| 1 корпус реактора | 10 бак для борной кислоты | 19 турбина | |
| 2 парогенератор | 11 краны реакторного зала (краны аварийного отделения) | 20 конденсатор | |
| 3 главн. циркул. насос | 12 шахта для верхнего блока | 21 фундамент турбины | |
| 4 главная аварийная задвижка | 13 защитный колпак | 22 бак питательной воды | |
| 5 рабочее помещение для приводов от 3 и 4 | 14 воздушная ловушка (помещение для локализации неконденсир. газов) | | |

Рис. 2-2: Поперечное сечение через здание установки типа ВВЭР-400/В-213



1. Проточные обратные клапаны Ду 250 (параллельно)
2. Перфорированная плита для распределения воды
3. Ванна конденсационной установки барботажного типа
4. Колпак
5. Обратные клапаны 2хДу 500 (последовательно)
6. Впускная шахта конденсационной установки барботажного типа
7. Входной канал в ванну конденсационной установки
8. Воздушная ловушка

Рис. 2-3: Деталь конденсационной установки барботажного типа ВВЭР-440/В-213



- 1 реактор
- 2 главная запорная задвижка
- 3 главные цирк. насосы
- 4 предохранит. клапаны петель

- 5 парогенератор
- 6 компенсатор объёма
- 7 набор регулирующих клапанов впрыска воды в компенсатор объёма
- 8 предохранительные клапаны компенсатора объёма
- 9 барботажный бак

Рис. 2-4: Конгур охлаждения реактора ВВЭР-440/В-213

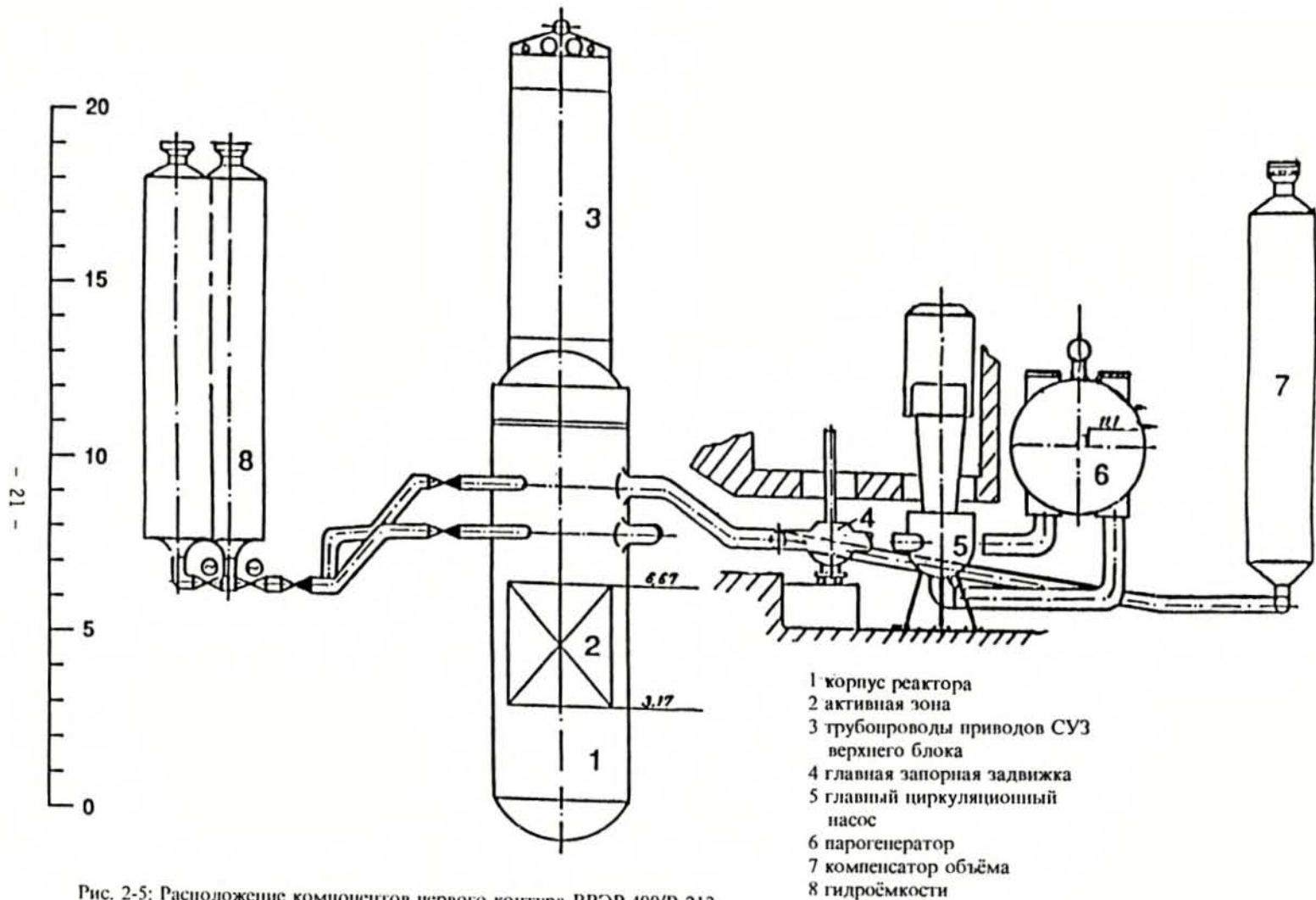
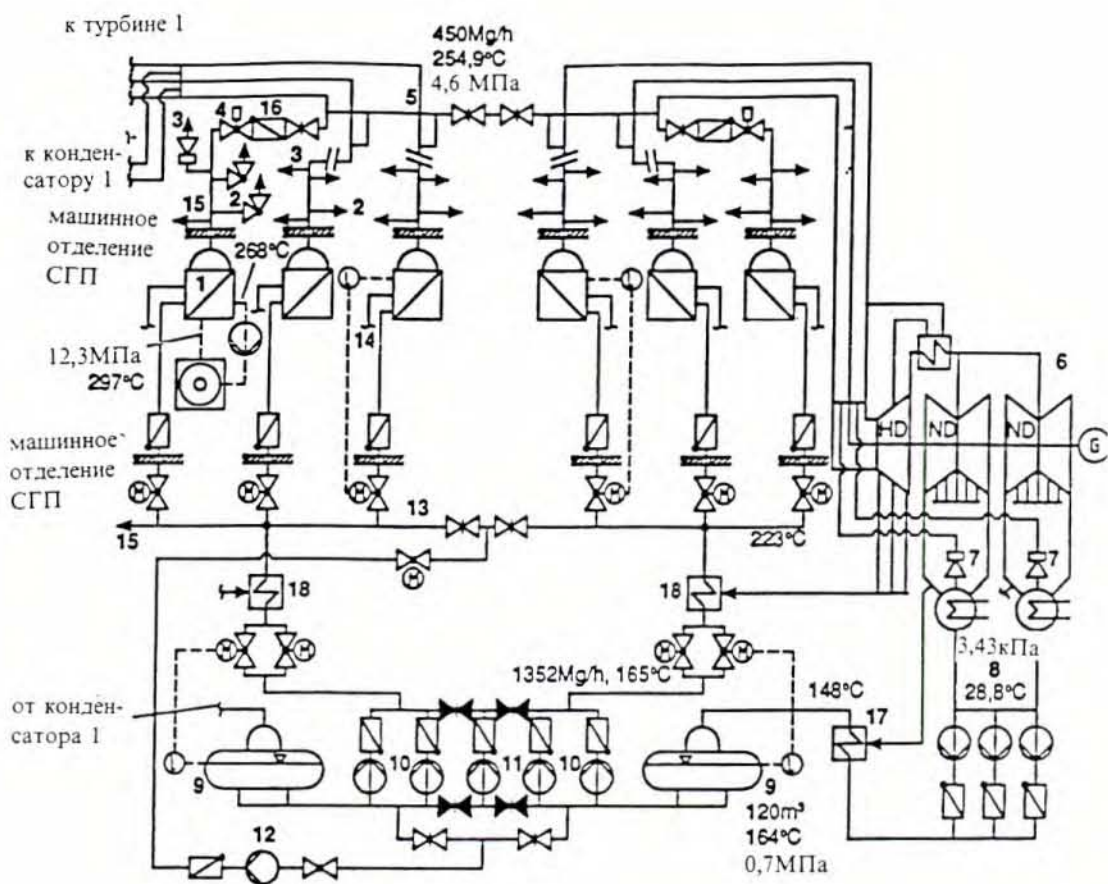


Рис. 2-5: Расположение компонентов первого контура ВВЭР-400/В-213



- | | |
|---|---|
| 1 парогенератор ПГ | 10 питательные насосы |
| 2 предохранительные клапаны | 11 резервный главный питательный насос |
| 3 быстродействующая редуцирующая установка (атмосф.) БРУ-А | 12 рабочий питательный насос для пуска и останова |
| 4 быстродействующие отсекающие арматуры на трубопроводах острого пара | 13 верхний коллектор питательной воды |
| 5 коллектор острого пара | 14 от системы аварийной питательной воды |
| 6 турбины, генераторы | 15 к системе охлаждения 2 контура |
| 7 БРУ-К | 16 обратный клапан |
| 8 конденсаторы конденсационные насосы | 17 подогреватель низкого давления |
| 9 бак питательной воды деаэрактор | 18 подогреватель высокого давления |

Рис. 2-6: Система свежего пара и питательной воды ВВЭР-440/В-213

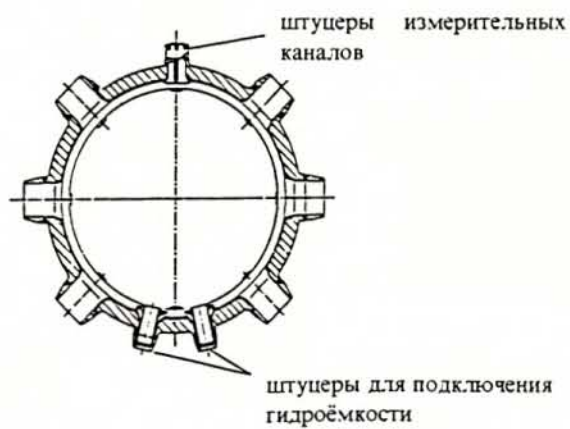
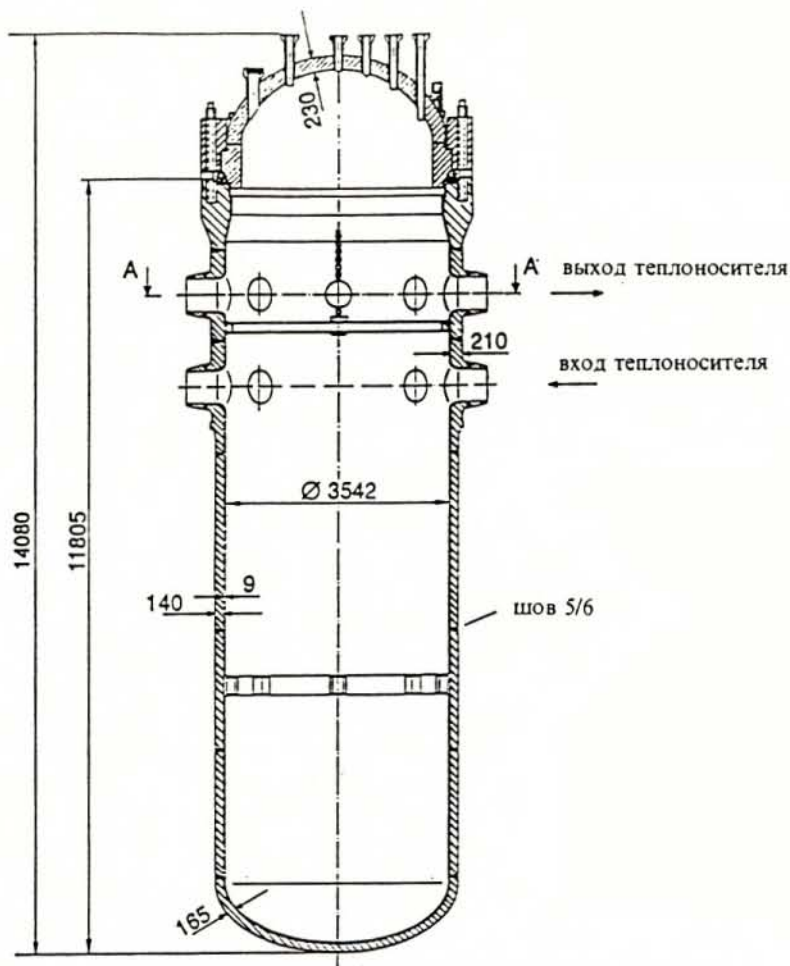


Рис. 2-7: Корпус реактора ВВЭР-440/В-213

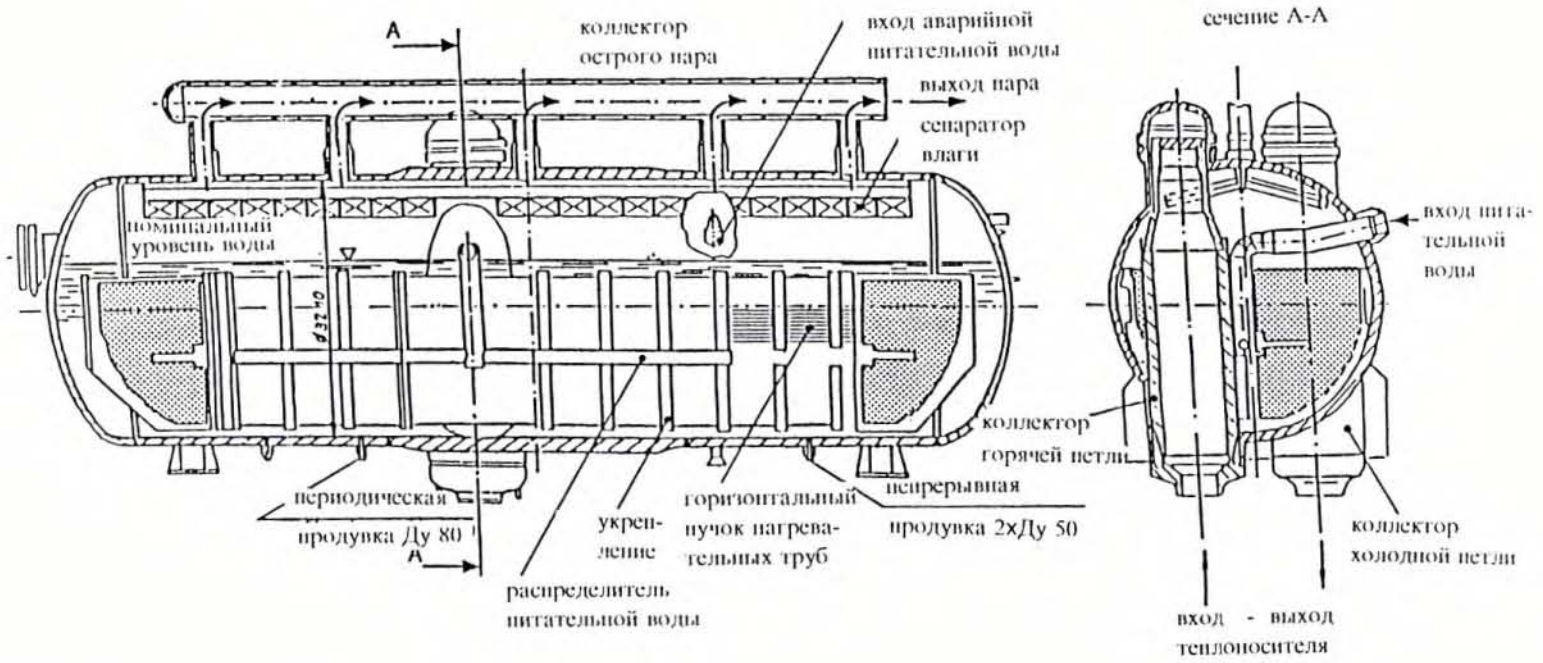
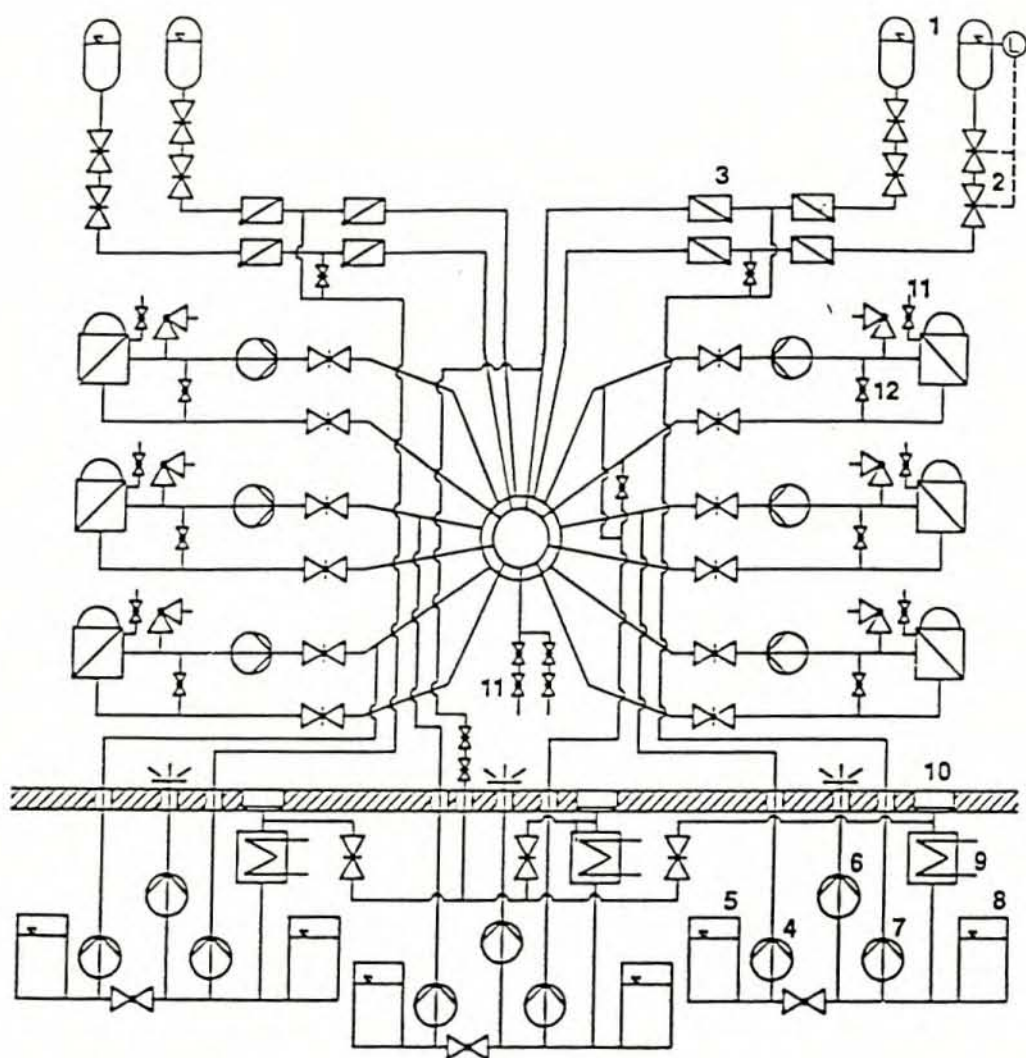


Рис. 2-8: Парогенератор ВВЭР-440/В-213 (продольное сечение)



1 гидроёмкости

2 быстродействующие
запорные клапаны

3 обратные клапаны

4 насосы аварийного охла-
ждения высокого давления

5 бак раствора борной
кислоты 65 м³

6 спринклерные насосы

7 насосы аварийного
охлаждения низкого давления НД

8 бак раствора борной
кислоты 500 м³

9 аварийный теплообменник НД

10 приемок злания

11 аварийное удаление газов

12 аварийный дренаж

Примечание: Все представленные запорные задвижки работают
электрическим приводом

Рис. 2-9: Система аварийного охлаждения активной зоны (CAOЗ)

ВВЭР-440/В-213

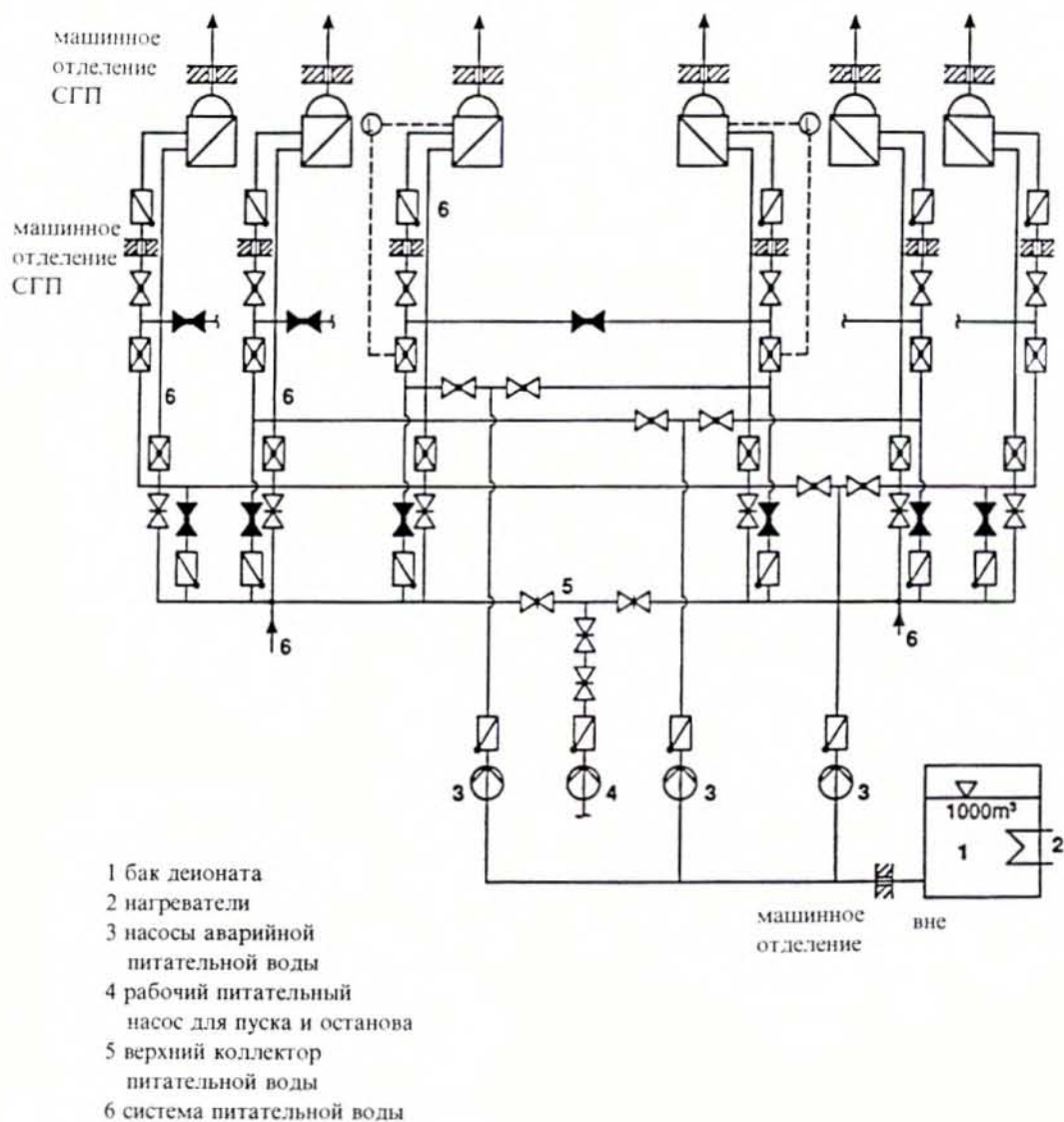


Рис. 2-10: Системы аварийной питательной воды ВВЭР-440/В-213

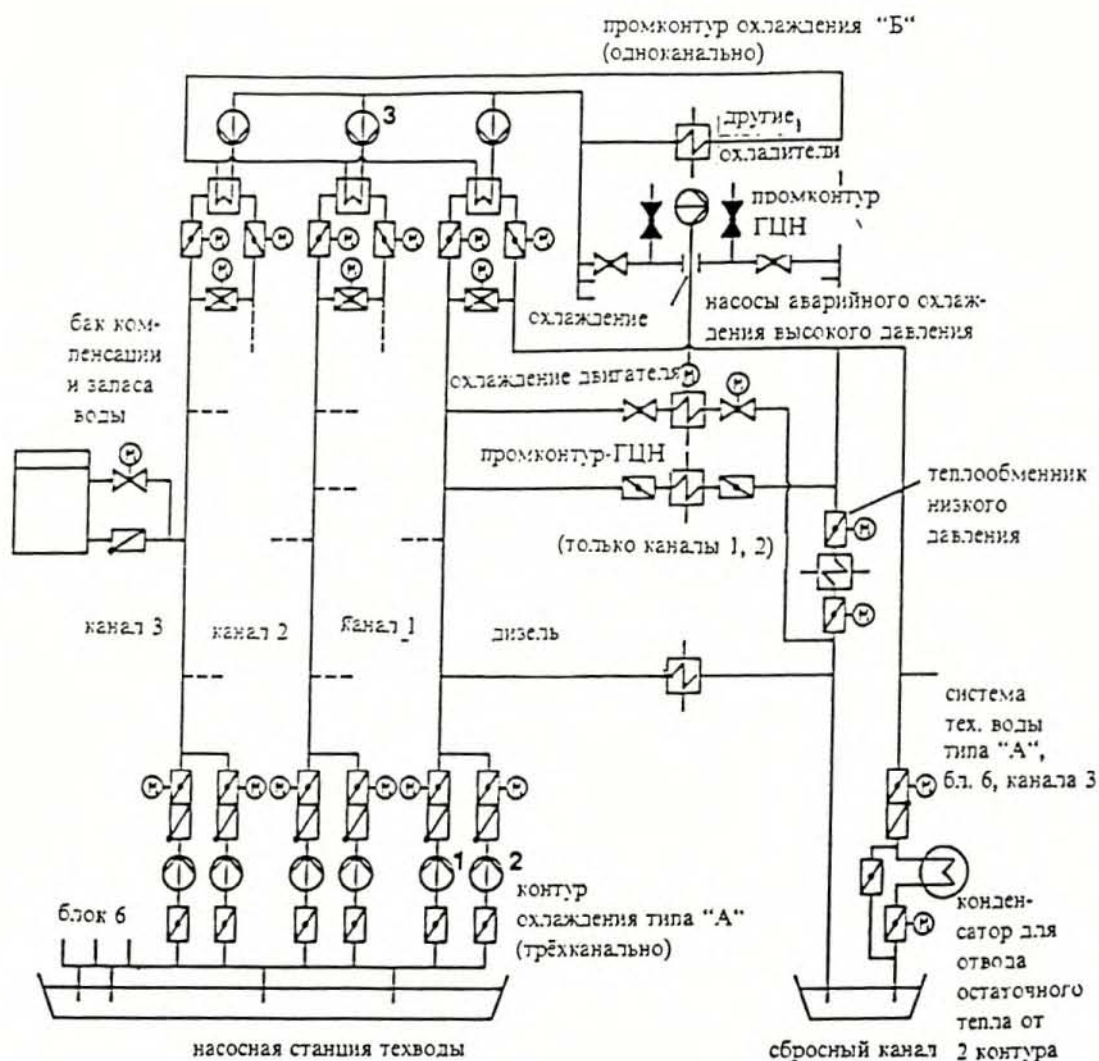


Рис. 2-11: Контур охлаждения А и промоконтур охлаждения Б, ВВЭР-440/В-213

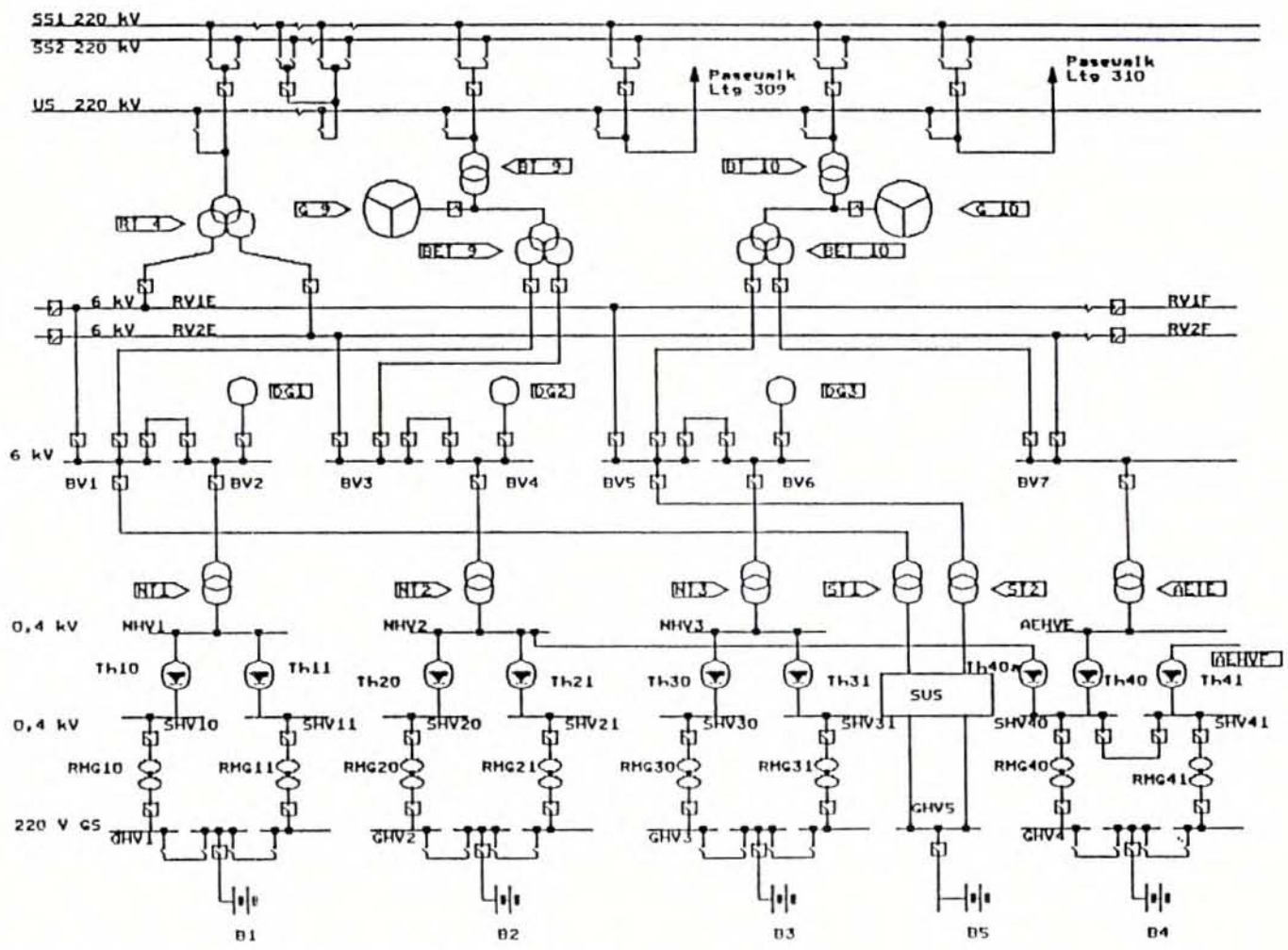
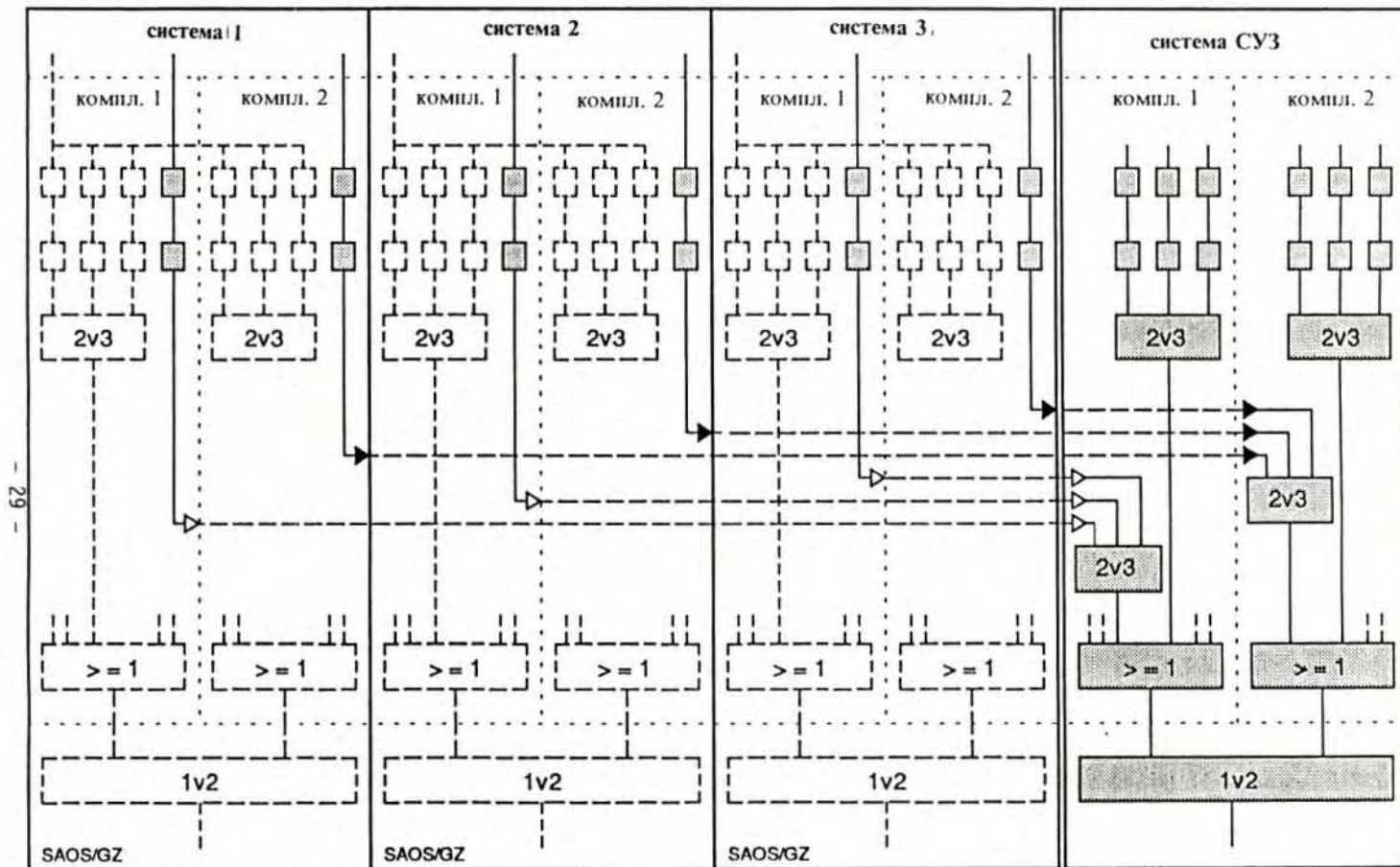


Рис. 2-12: Системы собственных нужд и надёжного питания ВВЭР-440/В-213



- 29 -

Рис. 2-13: Блочная диаграмма сигнализации системы управления и защиты (СУЗ), ВВЭР-440/В-213

SAOS/GZ: САОЗ/ступенчатый
пуск потребителей
надёжного питания

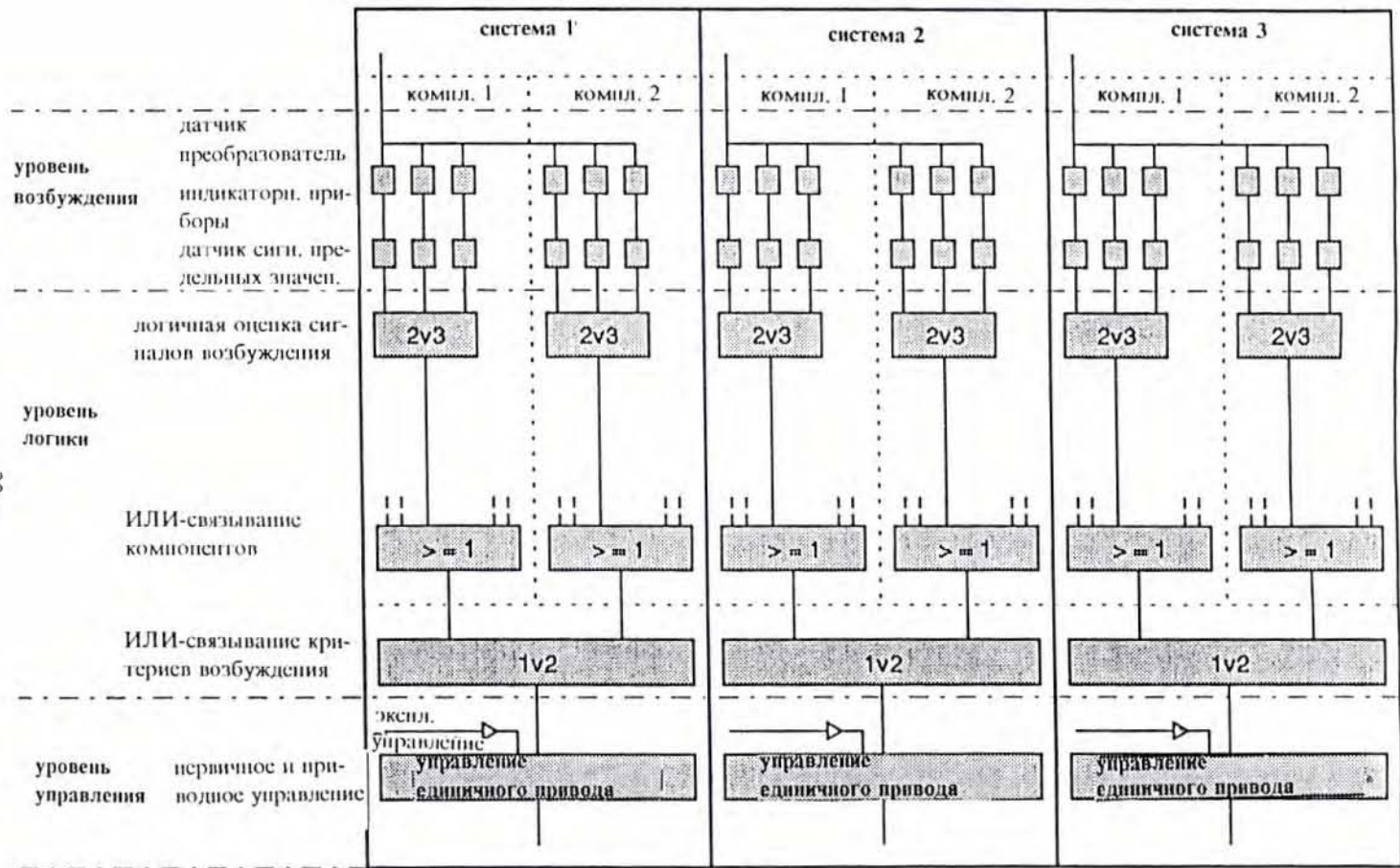


Рис. 2-14: Блочная диаграмма сигнализации систем аварийного охлаждения активной зоны САОЗ/ступенчатый пуск потребителей надёжного питания, ВВЭР-440/В-213

Таблица 2-1: Сравнение важных проектных данных установок типа ВВЭР и типа "Конвой"

Название	Размерность	ВВЭР-440 В-230 В-213	ВВЭР-1000	Конвой-1300 АЭС Эмсланд
тепловая мощность	МВт	1375	3000	3765
эл. уст. мощность	МВт	440	970	1314
общий коэфф. полезного действия	%	30	30	33
активная зона реактора				
- средняя тепловая нагрузка	Вт/см ²	43,8	56,8	61,3
- среднее энерговыделение	кВт/л	86	107	93
- среднее выгорание	МВтд/кг	29	40	45
топливо				
- тип	-	гексагонально с чехлом	гексагонально с чехлом	квадратно без чехла
- количество	-	312	163	193
рабочие кассеты				
- количество твел	-	126	312	236
- активная длина	мм	2500	3550	3900
- внешний диаметр	мм	9,1	9,1	10,75
- толщина стенки	мм	0,65	0,65	0,725
- материал оболочек труб	-	цирконий + 1% ниобия	цирконий + 1% ниобия	циркалой 4

управляющие стержни
(кассеты)

- количество	-	37	61	61
- тип	-	двойные кассеты	18 управл. стержни по каждому элементу	24 управл. стержни по каждому элементу
- поглощающий материал		борированная сталь	B4C	Ag80In15Cd5

давление 1 контура	МПа	12,2	15,7	15,8
--------------------	-----	------	------	------

давление 2 контура	МПа	4,6	6,3	6,4
--------------------	-----	-----	-----	-----

температура теплоносителя

вход в и выход из реактора	оС	265/295	290/320	291/326
-------------------------------	----	---------	---------	---------

количество петель	-	6	4	4
-------------------	---	---	---	---

количество турбин	-	2	1	1
-------------------	---	---	---	---

число оборотов	0/мин	3000	3000	1500
----------------	-------	------	------	------

объем воды в 1 контуре	м3	215	298	372
---------------------------	----	-----	-----	-----

относительно мощности	м3/ГВт	156	99	99
--------------------------	--------	-----	----	----

во 2 контуре относительно мощности	м3 м3/ГВт	252 183	264 88	231 61
--	--------------	------------	-----------	-----------

главный циркуля-
ционный трубопровод

- Ду	мм	500	850	750
------	----	-----	-----	-----

- материал	-	аустенит	феррит с аустенитной плакировкой	
------------	---	----------	--	--

- главная запор- ная задвижка		имеется	не имеется	
----------------------------------	--	---------	------------	--

тип парогенератора	-	горизон- тальный	горизон- тальный	вертикаль- ный
- диаметр нагре- вательных труб	мм	16	13	19,7
- материал нагре- вательных труб	-	аустенит	аустенит	инколой
<hr/>				
реакторный сосуд				
- диаметр	м	4,27	4,51	5,62
- толщина стенки	мм	140	190	250
- высота (без крышки)	м	11,8	10,88	12,4
- материал		низколегированная сталь		низколег. мелкозерн. сталь
		плакировка из аустенитной стали		

3 Правовые основы лицензирования

3.1 Ситуация лицензирования 5 блока

Государственный Комитет по атомной и радиационной безопасности ГДР (ГКАРБ) выдал следующие разрешения:

- разрешение на сооружение установки в 1977 году;
- разрешение на пуск и наладку блока от 30 декабря 1988 года для пробной эксплуатации.

После выдачи разрешения на пуск блок работал в пробном режиме в 1989 году приблизительно 112 дней и при этом около 60 дней синхронно с сетью с максимальной мощностью до 55% номинальной.

24 ноября 1989 года при плановом испытании произошло чрезвычайное событие: отказ автоматического возбуждения срабатывания аварийной защиты реактора по первому признаку. После этого ГКАРБ потребовал прекращения пуска до нового особого повторного разрешения.

При последующих функциональных испытаниях в подкритическом состоянии были выявлены новые недостатки в системах безопасности. По этой причине не было выдано до настоящего времени повторного разрешения на продолжение пробной эксплуатации.

В октябре 1990 года Общее учреждение земель по безопасности реакторов и защите от излучений (GEL), как компетентное атомно-правовое ведомство, отвечающее за лицензирование сообщило владельцу разрешения, акционерному обществу "Крафтверск-унд Анлагенбау АГ" (КАБ), Берлин, что существенной предпосылкой для продолжения пробной эксплуатации является реализация компенсирующих мероприятий, предлагаемых в настоящем отчете.

После введения в действие валютного хозяйственного и социального Договора между Федеративной Республикой Германией и Германской Демократической Республикой от 01.07.90. выданные ранее лицензии действуют в течение пяти лет.

Заявка на новую лицензию должна быть оформлена в соответствии с параграфом 7 Закона по атомной энергии.

3.2 Действующие правовые основы для лицензирования

Закон по атомной энергии ФРГ создает правовые рамки для использования атомной энергии в мирных целях. Закон по атомной энергии был принят в 1959 году и многократно за это время обновлялся /1/.

В параграфе 7, абзац 2 Закона по атомной энергии приводятся условия лицензирования. По этому параграфу разрешение может быть выдано только тогда, когда:

- приняты необходимые меры, соответствующие современному уровню науки и техники, против вредных последствий, возни-

кающих вследствие сооружения и эксплуатации установки;

- обеспечена необходимая защита от диверсий или других действий третьих лиц;
- общественные интересы - в особенности относительно сохранения чистоты воды, воздуха и почвы - не противоречат выбору места размещения.

Эти условия по безопасности для лицензирования подробнее не определены. Они приводятся и конкретизируются по отдельности в нижеуказанных постановлениях, технических правилах и руководствах. Наиболее важными являются:

Постановление по обеспечению радиационной безопасности (2)

Постановление по обеспечению радиационной безопасности содержит принципы радиационной безопасности. Высшим принципом является требование минимизации радиации. Это значит, что радиационные экспозиции и загрязнения с учетом современного уровня науки и техники, а также с учетом всех обстоятельств отдельного случая должны поддерживаться так низко, как это возможно даже, когда их значение ниже установленных дозовых предельных значений. Этот принцип действует как для нормальной эксплуатации, так и для аварий.

Критерии безопасности (3)

Критерии безопасности для атомных электростанций содержат основные цели безопасности, которые должны обеспечиваться проектом. В особенности, основные требования безопасности должны выполняться также при аварийных условиях: в любой момент возможен останов установки, долговременный отвод остаточного тепла и локализация радиоактивных веществ.

Руководство по авариям (4)

Руководства по авариям были разработаны для атомных электростанций с водо-водяными реакторами более нового поколения. Они распространяются на установки, получившие первую лицензию не ранее 1 июля 1982 года. Поэтому для оценки 5 блока эти руководства могут быть использованы частично.

На основе опыта анализа безопасности, освидетельствования и эксплуатации атомных электростанций руководство определяет, какие аварии являются определяющими для обеспечения безопасности атомных электростанций с водо-водяными реакторами и какие доказательства должны приводиться прежде всего для соблюдения предельных аварийных значений (дозовых предельных значений) параграфа 28 абз.3 Постановления по обеспечению радиационной безопасности. При этом определены аварии, для которых необходимо предусмотреть в проекте строительные или другие технические защитные мероприятия независимо от особенностей технического проекта установки. Эти необходимые проектные решения должны приниматься в соответствии с достигнутым уровнем науки и техники.

Руководство по водо-водяным реакторам Комиссии по реакторной безопасности (5)

Исходя из основных целей безопасности, указанных в критериях безопасности, Комиссия по реакторной безопасности уточнила требования по безопасности, которые должны выполняться при строительстве и эксплуатации в руководствах по водо-водяным реакторам.

В указанных постановлениях и руководствах определяются требования и подходы, которые оправдали себя в многолетних анализах и в практике обеспечения безопасности атомных электростанций. При этом они ориентируются на концепции и проекты западно-германских легководных реакторов (в особенности реакторов с водой под давлением). Таким образом не исключаются технические альтернативные решения обеспечения целей безопасности, для которых можно по смыслу руководствоваться предписаниями комплекса Норм и Правил. Этот аспект следует учесть при оценке реакторов производства других стран в том числе, при оценке концепции 5 блока АЭС Грайфсвальд.

Поэтому необходимо проверить, соответствует ли существующий проект предписанным целям безопасности, в особенности приняты ли достаточные мероприятия для предотвращения аварий и управления авариями.

В случае невыполнения правил и руководств необходимо рассмотреть, возникает ли вследствие отклонений дефицит безопасности и, в случае необходимости, какие компенсирующие мероприятия для его устранения являются возможными?

Особое значение для оценок и анализов безопасности имеют требования, которые указаны и подробнее разъяснены в руководствах для реакторов с водой под давлением комиссии по реакторной безопасности (5).

Примерами этих требований являются:

- для западно-германских водо-водяных реакторов для определения максимального аварийного давления в системе герметичных помещений учитывается наряду с запасом энергии и массы теплоносителя первого контура также запас энергии и массы теплоносителя одного парогенератора со стороны второго контура.

- проектирование сооружений, систем и компонентов, важных для безопасности, относительно внешних воздействий (землетрясение, падение самолета и т.п.),

- проектные решения и требования к аварийной защите реактора (сигналы срабатывания, времена сброса органов СУЗ, конструктивные особенности).

В германских технических правилах указываются для систем безопасности требования к многоканальности, разнообразности, развязке и пространственного разделения каналов систем. При этом дополнительно к требованиям советских правил по безопасности (ПБЯ-04-74, /6/ и ОПБ-82, /7/) рассматривается наряду с единичным

отказом тоже отказ избыточного компонента в результате ремонта. С другой стороны в советских правилах рассматривается дополнительно к единичному отказу дополнительный скрытый отказ компонент, которые не подлежат функциональным опробованиям, который обнаруживается только при аварии и который может отрицательно влиять на протекание аварии.

В советских правилах концепция единичного отказа распространяется на активные компоненты. В немецких правилах рассматриваются также пассивные компоненты. Однако, при определенных условиях можно отказаться от использования концепции единичного отказа, для пассивных компонентов, если будут выполнены особые требования к качеству проектирования, изготовлению и контролю.

Наряду с требованиями к проектированию в Постановлении по обеспечению радиационной безопасности указываются предписания по радиационной защите. Так, например:

- "Общие правила по радиационной безопасности", в частности, параграф 28,
- "Защита населения и окружающей среды от опасностей ионизирующих излучений, в частности, параграф 45,
- "Профессиональное облучение", в частности, параграф 49.

Необходимо проверить, соответствует ли установка требованиям этих правил. Чтобы оценить, соблюдаются ли предельные дозы облучения в аварийных режимах параграфа 28, абз.3 Постановления по обеспечению радиационной безопасности в соответствии с руководствами по авариям, должны проводиться расчеты по возможным радиационным последствиям от проектных аварий, наихудших с точки зрения радиационного воздействия. В качестве наихудших в радиационном смысле аварий должны рассматриваться следующие (для установок, для которых применимы руководства по авариям):

- разрыв главного циркуляционного трубопровода с двухсторонним истечением,
- течь импульсной трубки, содержащей теплоноситель первого контура, вне герметичной зоны.
- отсекаемая течь в трубопроводе свежего пара вне герметичной зоны с одновременным появлением повреждений нагревательных трубок парогенераторов,
- длительный отказ системы отвода тепла при наличии эксплуатационных протечек из нагревательных труб парогенераторов,
- течь в трубопроводе системы газоудаления,
- повреждение кассет при обращении с ними,
- течь бака с радиоактивной водой,
- течь бака вследствие воздействий землетрясения.

Необходимо будет рассмотреть, в какой мере можно отнести перечень этих аварий (по смыслу) для 5-го блока АЭС Грайфсвальд.

Для анализа этих наиболее опасных в радиационном плане аварий, заданы также расчетные основы. Необходимо также рассмотреть возможность использования этих основ расчета для 5-го блока АЭС Грайфсвальд.

Литература по 3 разделу

- /1/ Gesetz ueber die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) in der Neufassung vom 15.07.1985 (BGBl. 1, S. 1565), zuletzt geaendert gemaess BGBl I Nr. 61 vom 10.11.1990, S.2428

Закон об использовании атомной энергии в мирных целях и защита от ее опасностей (Закон по атомной энергии) в новой редакции от 15 июля 1985 года (Федеральный вестник законов 1, стр. 1565), последний пересмотр см. Федеральный вестник законов 1, No.61 от 10.11.1990, стр.2428.

- /2/ Verordnung ueber den Schutz vor Schaeden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung-StrlSchV) in der Neufassung der Bekanntmachung vom 30.06.1989 (BGBl. 1, S. 1321). Zuletzt geaendert gemaess BGBl II, Nr. 35 vom 28.09.1990, S. 885

Постановление по защите от повреждений ионизирующими излучениями (Постановление по обеспечению радиационной безопасности) в новой редакции объявления от 30 июня 1989 года (Федеральный вестник законов 1, стр. 1321), последний пересмотр см. федеральный вестник законов 2, No.35 от 28.09.1999, стр. 885.

- /3/ Sicherheitskriterien fuer Kernkraftwerke vom 21.10.1977 (Bundesanzeiger Nr. 206a vom 03.11.1977)

Критерии безопасности для атомных электростанций от 21 октября 1977 года (Федеральный бюллетень No. 206 от 3 ноября 1977 года).

- /4/ Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwassereaktoren gegen Stoerfaelle im Sinne des P.28 Abs. 3 StrlSchV (Stoerfall-Leitlinien) vom 18.10.1983 (Bundesanzeiger Nr 245 a vom 31.12.1983)

Руководство по анализу аварий атомных электростанций с реакторами с водой под давлением в смысле параграфа 28, абз. 3 Постановления по обеспечению радиационной безопасности (Руководство по авариям) от 18 октября 1983 года (Федеральный бюллетень No. 245 a от 31 декабря 1983).

- /5/ RSK-Leitlinien fuer Druckwasserreaktoren 3. Ausgabe 14. Oktober 1981, inklusive Aenderungen gemaess Bundesanzeiger Nr. 106 vom 10. Juni 1983 und Bundesanzeiger Nr. 104 vom 05. Juni 1984

Руководство по водо-водяным реакторам Комиссии по реакторной безопасности 3 издание, 14 октября 1981 года, включая изменения согласно Федеральному бюллетеню No. 106 от 10 июня 1983 года и Федеральному бюллетеню нр. 104 от 5 июня 1984 года.

/6/ Nuclear Safety Regulations for Nuclear Electric Power Plants (AES), PBJA-4-74

Правила ядерной безопасности АЭС, ПБЯ-4-74.

/7/ General Safety Regulations of Nuclear Electric Power Plants Design, Construction, and Operation, OPB-82

Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации, ОПБ-82.

4. Активная зона и компоненты под давлением

4.1 Проектные основы активной зоны

Технические требования по безопасности активной зоны содержатся в Правилах КТА. В частности следует назвать следующие правила:

- Правило КТА 3101
Проектные основы активных зон реакторов с водой под давлением и реакторов с кипящей водой
Часть 1: Теплогидравлические основы проектирования
Часть 2: Нейтронно-физические требования к проектированию и эксплуатации активной зоны и прилегающих систем
- Правило КТА 3103
Требования к системам отключения легководных реакторов
В нем, в частности, требуется:
 - . Наличие двух независимых систем отключения для прекращения цепной реакции, обладающих достаточной надежностью
 - . Соблюдение проектных пределов безопасности, чтобы предотвратить повреждение тепловыделяющих элементов.
 - . Применение соответствующих систем контроля для проверки состояния активной зоны и срабатывания средств защиты реактора.
- Правило КТА 3204
Внутриреакторные устройства
Эксплуатационные и аварийные нагрузки, действующие на внутриреакторные устройства, не должны препятствовать надежному отключению реактора и необходимому охлаждению составных частей активной зоны.

4.1.1 Нейтронно-физические характеристики активной зоны

Активная зона реактора состоит из 349 шестигранных тепловыделяющих сборок, из которых 37 сборок одновременно являются органами управления. Органы управления состоят из топливной нижней части и поглощающей верхней части.

Для быстрого отключения реактора и ограничения мощности служит система управления и защиты (СУЗ) реактора. Аварийная защита активной зоны подразделяется на 4 рода (с АЗ-1 по АЗ-4).

Быстрое отключение реактора производится только при появлении сигналов защиты первого рода (АЗ-1) путем падения в активную зону всех управляющих стержней. Сигналы срабатывания аварийной защиты АЗ-2 по АЗ-4 приводят к отключению реактора или же к ограничению мощности реактора. Срабатывание реакторной защиты по нейтронно-физическим параметрам инициируется сигналами вне реакторной системы измерения нейтронного потока. Другие сигналы реакторной измерительной техники такие, как температура теплоносителя на выходе 210 топливных сборок и внутриреакторное измерение нейтронного потока на 252 позициях активной зоны служат для получения

информации о состоянии активной зоны. Автоматические действия защиты реактора по этим измерениям не производятся.

В качестве второй системы отключения реактора имеется лишь проектная система подачи бора (система нормальной подпитки). Подача борной воды высокого давления системой аварийного охлаждения происходит только в случае необходимости аварийного охлаждения. Ручное включение этой системы требует дополнительных действий (ручное включение одной блокировки).

Недостатки и требуемые меры усовершенствования

1. Анализы аварийных случаев подтверждают, что скорость введения органов управляющих стержней достаточно высокая, когда действует сигнал срабатывания аварийной защиты первого рода. Следует проверить надежность отключения реактора во всех проектных аварийных случаях, когда действует только сигнал срабатывания аварийной защиты второго рода, т.е. в тех случаях, когда предполагается отказ срабатывания аварийной защиты первого рода.
2. При проектировании в анализах аварийных ситуаций учтен отказ самого эффективного стержня системы аварийного отключения реактора. В руководстве по анализу проектных аварий предполагается, что нарушения с одновременным полным или частичным отказом системы аварийной защиты реактора имеют достаточно малую вероятность. Следует дополнительно проверить, достаточна ли надежность работы системы аварийного отключения реактора.
3. Создание дополнительной мощной резервированной системы аварийной подачи бора, рабочее давление которой лежит выше рабочего давления реактора. Аварийное электрическое питание этой системы должно быть надежным.

4.1.2 Теплогидравлические характеристики активной зоны

Теплогидравлические параметры активной зоны должны обеспечить достаточное охлаждение тепловыделяющих элементов. В качестве критерия достаточного охлаждения твэлов для реакторов с водой под давлением используется отношение DNB, которое определяется для каждого участка твэлов из отношения критического значения плотности теплового потока к текущему значению плотности теплового потока.

Для учета наиболее неблагоприятных условий охлаждения применяется модель горячего канала. Мощностные коэффициенты в модели горячего канала определяются на основе нетронно-физических расчетов.

Используемое соотношение для определения критической плотности теплового потока должно быть подтверждено экспериментами. В распоряжении немецких специалистов не имелось данных о выполненных в СССР экспериментах.

В приложении А-4 представлено (дополнение к советскому заключению) по данному отчету: расчеты критической нагрузки оболочки и поведения ТВЭЛов при нормальной эксплуатации и при авариях, выполненных Институтом атомной энергии им.И.В.Курчатова.

Недостатки и требуемые меры усовершенствования

1. Следует обосновать поканальные факторы повышения энтальпии K_{dh} и плотности теплового потока K_q для принятой конструкции тепловыделяющих сборок с разгрузочными отверстиями в чехлах.
2. Следует проверить выполнение минимально допустимых значений отношения DNB для определяющих переходных процессов с учетом реального ограничения мощности (А3-4 или А3-3). Для этого требуются детальные данные о точности используемых корреляций отношения DNB.
3. По немецким нормативным правилам следует предусмотреть включение результатов измерения энерговыделения в автоматическое ограничение мощности или же отключение реактора и необходимо провести верификацию алгоритмов контроля энерговыделения.

4.1.3 Механический расчет внутрикорпусных устройств реактора и активной зоны

Для выполнения требований к внутриреакторным устройствам по правилу КТА 3204 требуется доказательство по следующим направлениям:

- восприятие веса топливных сборок и других сил;
- обеспечение положения и правильности установки тепловыделяющих сборок;
- восприятие усилий от управляющих стержней при срабатывании аварийной защиты;
- организация потока теплоносителя внутри корпуса реактора,
- установка образцов для проверки хрупкого разрушения материалов корпуса реактора,
- обеспечение геометрии активной зоны при авариях.

В соответствии с правилом КТА 3103 в данном случае требуется учет последствий от гамма- и нейтронного излучения.

Советскими изготовителями были выполнены расчеты нагрузок, возникающих при нормальной эксплуатации и в аварийных случаях. Однако, подробной документации, позволяющей проанализировать результаты расчетов, не представлялось. В этих расчетах в качестве верхнего предела возможных нагрузок, возникающих в аварийных случаях, была использована максимальная проектная авария с потерей теплоносителя.

По сообщению предприятия Kraftwerks- und Anlagenbau AG (KAB) результаты расчетов показывают, что внутриреакторные устройства выдержат нагрузки, возникающие при нормальной эксплуатации и в

случае аварии с потерей теплоносителя.

GRS неизвестно, было ли учтено в расчетах в достаточной мере охрупчивание материалов, обусловленное нейтронным облучением при эксплуатации реактора.

Расчеты нагрузок, возникающих при внешних воздействиях (падение самолета, ожидаемое землетрясение, волна давления от взрыва) не были проведены. Для данного случая не имеется никакой информации, являются ли нагрузки, определенные для аварии с потерей теплоносителя, консервативной оценкой и для случая внешних воздействий.

Внутриреакторные устройства реакторов ВВЭР-440 относительно материалов и толщин сравнимы с ВКУ реакторов с водой под давлением фирмы KWU. Учитывая меньшие диаметры корпусов реакторов ВВЭР, можно предполагать, что для возможных удельных нагрузок при аварийных случаях, в общем, получаются более низкие значения толщин, чем для реакторов KWU.

Тепловыделяющие сборки реакторов ВВЭР-440 отличаются шестигранным сечением отборок реакторов с водой под давлением KWU (квадратное сечение), а также наличием чехла и конструкцией топливных таблеток (центральное отверстие, более длинные таблетки).

Стержни защиты отличаются от стержней защиты реакторов с водой под давлением KWU тем, что они не вводятся в неподвижно установленные тепловыделяющие сборки. При движении вся топливная часть заменяется поглощающей частью органов управления. В качестве поглощающего материала используется борная сталь вместо сплава из серебра, индия и кадмия.

Из опыта эксплуатации блоков 1 - 4 следует, что конструкция тепловыделяющихборок и органов управления выполняет требования нормальной эксплуатации. Возможное влияние обнаруженного наклона корпуса реактора на время падения органов управления следует дополнительно оценить относительно допустимости их работы.

Материалы, кроме материалов оболочек, чехла и поглотителей, сравнимы с материалами, применяемыми KWU. На основе имеющегося эксплуатационного опыта можно сделать вывод, что и те материалы, которые не сопоставимы, могут рассматриваться как хорошо зарекомендовавшие себя при эксплуатации.

Согласно советскому нормативному документу ОПБ-82 следует обеспечить непревышение следующих предельных значений повреждений твэлов:

- для нормального режима эксплуатации:
 - . Доля негерметичных твэлов должна быть меньше 1% общего числа твэлов.
 - . Доля твэлов с прямым контактом между теплоносителем и топливом должна быть меньше 0,1% общего числа.
- для максимальной аварии:
 - . Температура оболочек твэлов должна быть меньше 1200 С.
 - . Отношение локальной глубины окисления оболочек твэлов к

- толщине оболочки перед окислением должно быть меньше 18%.
- Доля массы прореагировавшего циркония к полной массе цирконии в активной зоне должна быть меньше 1%.

Исходя из этих пределов определяется допустимый уровень активности теплоносителя в первом контуре.

Указанные пределы для повреждения твэлов в режимах нормальной эксплуатации не соответствуют требованиям комплекса немецких ядерно-технических Правил. Согласно немецким критериям оценки конструкция твэлов должна выдержать нагрузки в течение полного времени работы с учетом предусмотренного режима эксплуатации. Учитывая имеющиеся конструктивные данные, нет фактов, что эти требования тепловыделяющими сборками ВВЭР могут быть выполнены. Однако, теоретических доказательств по этим требованиям не имеется.

Советские пределы для случая проектных аварий, в основном, соответствуют немецкому комплексу Правил. Кроме уже названных пределов немецкие критерии содержат два дополнительных требования. По этим требованиям следует ограничить максимально допустимое число поврежденных твэлов. Кроме того, при доказательстве достаточности послеаварийного охлаждения следует учесть возникающее тепловое расширение оболочек твэлов. В настоящее время у GRS не имеется данных о том, были ли учтены эти требования в конструкции тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР.

Недостатки и требуемые усовершенствования

1. Следует представить расчеты по нагрузкам, возникающим на ВКУ реактора в проектном режиме эксплуатации и при авариях с потерей теплоносителя, проведенные изготовителем оборудования.
2. На основе указанных советских пределов для повреждений твэлов следует дополнительно проверить уровень активности теплоносителя в первом контуре.

4.1.4 Аварийные случаи при обращении с топливом

Исходя из сравнимости конструкции, в основу оценки аварии при обращении с топливом были положены данные тепловыделяющей сборки реактора с кипящей водой (АЭС Крюммель). В следующей таблице 4-1 указаны соответствующие размеры и массы:

Таблица 4-1:

	Реактор с кипящей водой	АЭС Грайфсвальд 5 блок
Вес сборки	300 кг	215 кг
Длина сборки	4,5 м	3,2 м
Толщина чехла сборки	2,5-3,0 мм	2,1 мм
Фиксация твэлов и	аналогичным	образом - через

распределение нагрузки	дистанционирующие решетки, несущие стержни и чехлы сборок	
Максимальная высота падения	15 м	7 м

Из-за меньших значений веса, длины и высоты падения, при падении тепловыделяющей сборки на АЭС Грайфсвальд получаются более низкие значения нагрузки. Поскольку толщина чехла и фиксации твэлов сравнимы, то распределение нагрузок также сравнимо.

В руководстве по анализу аварийных случаев требуется для расчета аварийного случая исходить из того, что все твэлы на одной внешней грани квадратной сборки повреждаются под воздействием течения или аварией при транспортировке и хранения.

Допуская, что шестигранные тепловыделяющие сборки ВВЭР повреждаются на двух внешних гранях, при рассмотрении аварийного случая нужно исходить из того, что повреждаются 13 твэлов. Поскольку сборки ВВЭР транспортируются вместе с чехлами-контейнерами, то это допущение является консервативным. Из-за своей жесткости чехол-контейнер может принять часть нагрузки в случае аварии при транспортировке.

4.2 Оборудование первого и второго контуров, находящееся под давлением

4.2.1 Постановка задачи

Оборудование (емкости, насосы, корпуса задвижек) и трубопроводы под давлением получают лицензию, если достаточно достоверно может быть доказана их целостность при нормальной эксплуатации, при проектных переходных процессах и авариях.

Для этого по нормам КТА следует проверить:

- пригодность используемых материалов;
- механические и тепловые нагрузки при расчете прочности, включая влияния нейтронного облучения;
- технические детали конструктивного решения относительно концентрации напряжения и контролируемости;
- меры по обеспечению качества при изготовлении, предварительном и окончательном монтаже;
- программа и методы контроля исходного состояния и концепция эксплуатационного контроля;
- взаимодействие конструкционных материалов с рабочей средой.

В оценку был включен следующий объем оборудования:

Оборудование и трубопроводы первого контура, работающие под давлением первого контура, т.е. корпус реактора, компенсатор давления, корпуса задвижек и насосов, парогенераторы, главный циркуляционный трубопровод, система компенсации давления.

Оборудование и трубопроводы, служащие для охлаждения ядерно-

го топлива, т.е. система аварийного охлаждения первого контура, питательная вода и система свежего пара второго контура.

Трубопроводы, диаметр которых меньше или равен Ду 250, были рассмотрены только в отдельных случаях поскольку возможности их изменения и замены в случае необходимости не ограничены.

4.2.2 Оценка безопасности и требуемые меры

Оценка компонентов под давлением первого и второго контуров с точки зрения техники безопасности была проведена в два этапа:

1. Сравнение предписаний регламентирующих нормативов.
2. Оценка компонент в том виде, в котором они имеются на станции.

Сравнение предписаний нормативов.

Сравнение предписаний регламентирующих нормативов в части требований по обеспечению надежности работы оборудования и трубопроводов по отношению к предотвращению отказа показывает, что предусмотренные меры по выполнению этих требований, в основном, достаточны. По сравнению с немецкими нормативами в советских нормативах требуется:

- меньший объем проверок для обеспечения необходимой вязкости основных материалов и сварных соединений (не требуется определения величины относительного сужения в направлении толщины; не требуется проверки зоны теплового влияния);
- меньший объем проверок неразрушающими методами испытания, в особенности при ультразвуковых испытаниях (например, меньшее число направлений и углов прозвучивания);
- меньший объем проверок по распределению возникающих и принятых нагрузок;
- не требуется полной контролируемости в области корней сварных швов и конструкций патрубков;
- нет явного ограничения интегрального нейтронного потока (флюэнсов) для стенки корпуса реактора в области активной зоны (нейтронный флюэнс ограничен неявно по переходной температуре хрупкого разрушения).

Для некоторых компонентов было проверено, как названные ограничения в достаточной мере могут быть устранены для обеспечения проведения контроля компонентов и систем введением дополнительных испытаний и технических исследований, а также реализацией мер по уменьшению эксплуатационных нагрузок.

Для оценки допустимости имеющихся компонентов к лицензированию, кроме того, было проверено, имеются ли такие отклонения от предписаний нормативов, которые могут привести к отказам. При этом следует учесть, что нормативно-технические документы принципиально построены так, что допускаются отклонения при выполнении отдельных предписаний. Но в этих случаях требуется ясное и понятное техническое обоснование допустимости.

Относительно соответствия компонентов первого и второго контуров советским нормативам в данное время не может быть дано

окончательного заключения. Документация, имеющаяся у изготовителей компонентов, не была в нашем распоряжении. Документация, которая имеется на стройплощадке и которая была просмотрена выборочно, не обладает достаточной подробностью, чтобы однозначно проверить приведенные результаты испытаний. О результатах некоторых научно-исследовательских работ, как, например, по качеству обработки и долговременной пригодности применяемых материалов в данное время не имеется достаточной информации.

Крупные компоненты первичного и вторичного контуров блоков 5 – 8 по выбору материалов и по конструктивным решениям, в основном, соответствуют компонентам серии ВВЭР-440/В-230. При оценке 5-го блока был учтен поэтому только опыт эксплуатации блоков 1 по 4 АЭС Грайфсвальд.

Оценка компонентов.

Корпус реактора.

По выбору материалов и конструктивной форме корпус реактора, в основном, соответствует нормативам. Для ограничения влияния нейтронного облучения на материалы требуется введение мер, которые обеспечили бы достаточный долговременный запас надежности работы. Для сварных соединений патрубков в крышке корпуса реактора требуется специальные приспособления имеющейся современной техники контроля, чтобы обеспечить достаточный уровень предотвращения отказов. Несмотря на то, что конструкция в некоторых местах приведет к ограничению контролируемости, обеспечена возможность представительного повторного контроля с применением неразрушающих методов контроля.

У корпуса реактора 5-го блока в некоторых местах были обнаружены низкие значения вязкости, которые могут быть оценены только после просмотра всей документации изготовителя. В случае необходимости следует провести дополнительные испытания материалов. Относительно детального анализа напряжений, результаты которого пока еще не представлены, не ожидается никаких ограничений. Последствия обнаруженного наклона корпуса реактора для нагрузки патрубковых соединений пока не могут быть оценены.

Главный циркуляционный трубопровод, корпуса главных циркуляционных насосов и главных запорных задвижек.

Главный циркуляционный трубопровод, в отличие от реакторов с водой под давлением КВУ, изготовлен из аустенитного материала. Переходы от ферритного к аустенитному материалу находятся у патрубков корпуса реактора, а также у подсоединений с парогенераторами. Корпуса главных циркуляционных насосов и главных задвижек также изготовлены из аустенитного материала. Недостатки и преимуществ концепции использования разных материалов является проблемой международной дискуссии. Опыт эксплуатации показал, что в обоих подходах первичные напряжения в главных циркуляционных трубопроводах могут быть снижены. На уровень усталости материалов сказываются режим эксплуатации и размещение трубопроводов. Из-за расслоения и флюктуации температур в местах присоединения вторич-

ных трубопроводов к главному циркуляционному трубопроводу часто возникает более высокий уровень усталости. Поэтому целесообразно разместить сварные швы, соединяющие разные материалы, в области более низких напряжений. В какой мере это условие здесь выполняется, не может быть оценено, поскольку не имелось в распоряжении немецкой стороны результатов подробного анализа напряжений первичного контура.

При настоящем уровне техники ультразвукового контроля толстостенных аустенитных сварных швов и смешанных соединений появляются некоторые ограничения результатов контроля. По этой причине при изготовлении проводятся промежуточные проверки на разных уровнях заполнения сварных швов (просвечивание и поверхностный контроль образования трещин). Результаты промежуточных проверок содержатся в документации изготовителей, которая до сих пор не могла быть просмотрена. По этой причине пока невозможно дать окончательное заключение по состоянию и качеству толстостенных сварных соединений аустенитных компонентов и присоединительных сварных швов корпуса реактора и парогенераторов.

Поверхности сварных соединений в различных областях не достаточно ровны, чтобы применить методы ультразвукового контроля в требуемом для повторных проверок объеме. Следует поэтому обработать эти поверхности соответствующим образом. В местах, где после этого еще остаются ограничения контролируемости, в случае необходимости контроль на образование поверхностных трещин может быть проведен с внутренней стороны.

Компенсатор давления.

Опыт эксплуатации блоков 1 – 4 показывает принципиальную пригодность материалов, применяемых для компенсатора давления. Поскольку его механические и технологические свойства и качество его изготовления не достаточно известны, то требуется детальный анализ паспортов и документации изготовителя. Если обнаружится, что вязкость материалов не достаточна, то следует решить, нужно ли заменить компенсатор давления или же могут быть внесены конструктивные изменения, чтобы его далее использовать.

Некоторые патрубки требуют конструктивных изменений. Это касается в особенности сварных швов, не имеющих полностью проваренного корня. Проведение необходимых технических усовершенствований для устранения ограничений контролируемости представляется возможным. Возможное возникновение в этих местах более высоких нагрузок, которые обусловлены расслоением и флуктуациями температур, может быть ограничено соответствующим режимом эксплуатации и изменениями в трассировке трубопроводов.

Парогенераторы

Опыт эксплуатации блоков 1 – 4 показывает принципиальную применимость материала, выбранного для корпуса парогенераторов. Поскольку его механические и технологические свойства и качество изготовления недостаточно известны, требуется детальный анализ паспортов и документации изготовителя. Ограничения контролируемости могут быть устранены дополнительной обработкой сварных

швов, изменением некоторых патрубков и врезок. Дополнительные результаты контроля могут быть получены при применении специальной техники.

Контроль и методы КГА, проведенные на одном парогенераторе 7-го блока, показали недопустимые результаты. Из этого вытекает требование дополнительного ультразвукового контроля парогенераторов 5-го блока. В данное время не может быть дана окончательная оценка, достаточна ли контролируемость переходов от аустенитного к ферритному материалу. В случае необходимости требуется изменение конструкции патрубковых соединений.

Опыт эксплуатации блоков 1 - 4 показывает, что следует поставить более жесткие требования по отношению к контролю водного режима. Путем замены труб и изменения водно-химического режима эксплуатации локальная коррозионная склонность теплообменных труб парогенератора заметно может быть уменьшена.

Системы питательной воды и свежего пара.

Опыт эксплуатации блоков 1 по 4 показывает принципиальную пригодность нелегированных или малолегированных сталей, применяемых для емкостей и трубопроводов вторичного контура. Поскольку их механические и технологические свойства и качество обработки не достаточно известны, требуется детальный анализ паспортов и документации изготовителей. В областях неблагоприятных условий течения возникает опасность эрозионной коррозии. Данное ограничение может быть устранено в большой степени путем замены материалов, внесением локальной плакировки или же выбором соответствующего водно-химического режима эксплуатации (высокий АУТ режим).

Следует провести контроль образования поверхностных трещин у сварных швов емкостей и трубопроводов категории III.

Требуемая информация и требуемые доказательства.

1. Нужно разработать отчет состояния, в котором излагается имеющееся в настоящее время знание о качестве изготовления и поведения стали 15X2МФА корпуса реактора при нейтронном облучении и ее коррозионная стойкость.
2. Для механических и технологических данных, содержащихся в паспортах, не указано, как расположены образцы. Особенно для испытаний вязкости не указан тип образцов. По этим вопросам требуется дополнительная информация.
3. Некоторые численные данные для механических и технологических свойств и результатов химического анализа, которые сильно отличаются от спецификации, следует проверить. Далее следует выяснить расхождение в данных для вязкости, которые, может быть, возникли при пересчете размерностей.
4. Для проверки технологии изготовления аустенитно-ферритных сварных соединений требуется углубленная информация (в особенности для втулок патрубков корпуса реактора).

5. Следует доказать приемлемость нагрузок, возникающих при аварии с течью в машинном зале у проходов через стену С для трубопроводов свежего пара и питательной воды.
6. Расчет прочности для компонентов первого контура и их опор следует повторить по методам расчета, применяемым в настоящее время. Для специальных случаев нагрузок эти расчеты, по возможности, должны быть дополнены расчетами по методу конечных элементов.
7. Для оценки мер, принятых изготовителем компонентов по обеспечению качества, в дополнение к имеющимся данным следует проверить сопроводительную документацию, которая осталась у изготовителей. Необходимо представить результаты неразрушающих испытаний основного материала, а в случае необходимости их следует дополнительно провести.
8. Следует представить результаты базисного ультразвукового контроля областей основного материала (обечайки и днище) корпуса реактора, включая патрубки с диаметром Ду 250.
9. Необходимо представить концепцию контроля для патрубков и для областей отверстий в крышке корпуса реактора (ультразвуковой контроль с внутренней стороны, инспекция при помощи телевизионной аппаратуры с внешней и внутренней сторон).
10. Следует оценить последствия, которые обусловлены влиянием наклона корпуса реактора на нагрузки в местах присоединения патрубков.
11. Для эксплуатационного контроля необходимо предусмотреть автоматизацию внутреннего контроля (ультразвуковой, визуальный) главного циркуляционного трубопровода и трубопроводов присоединения компенсатора давления. Методы контроля нужно приспособить к проверке продольных швов.
12. Необходимо предоставить метод контроля для проверки смешанных сварных швов.
13. Ультразвуковой контроль парогенераторов следует провести заново в соответствии с требованиями нормативов КТА.
14. Для контроля теплообменных труб парогенераторов нужно представить концепцию, в которую включены области изгибов.
15. Учитывая поврежденное отверстие под шпильку для крышки коллектора парогенератора на втором блоке (в 1982 г.), следует сделать выводы для работы 5-го блока.
16. Нужно определить пригодность результатов контроля просвечивания швов главных циркуляционных насосов и главных задвижек. В случае необходимости следует провести дополнительный контроль при помощи оптимизированной техники

контроля (с использованием образцов с искусственным дефицитом).

17. Сварные швы корпуса компенсатора давления следует проконтролировать заново ультразвуковым методом для обнаружения продольных и поперечных дефектов.
18. Нужно дополнить контроль образования поверхностных трещин для областей сварных швов емкостей и трубопроводов второго контура.
19. Следует проверить возможность применения конденсаторов с достаточно герметичными трубами из стали с хромом и никелем или из титана, что является предпосылкой для перехода к эксплуатации в режиме ATV.

Усовершенствование оборудования.

20. Необходимо ограничить интегральное нейтронное облучение (EOL флюенс) стенок корпуса реактора.
21. Для обнаружения течей у патрубков крышки корпуса реактора необходимо предусмотреть специальные устройства для контроля.
22. Нужно устранить не полностью заваренные корни сварных швов, например, у патрубков впрыска и нагревателей компенсатора давления, а также у вставок патрубков Ду 500 главных задвижек.
23. Следует устранить ограничения по проведению контроля неразрушающими методами, которые обусловлены геометрией или же формой сварных швов.
24. Необходимо улучшить доступность областей главного циркуляционного трубопровода и присоединяемых трубопроводов компенсатора давления для повторного контроля.
25. Необходимо реализовать автоматическую штатную систему контроля водно-химических параметров для первого и второго контуров.
26. За спецводоочисткой (СВО 1 и СВО 1а) следует установить устройство для задержки смол.
27. Участки системы питательной воды, которые находятся под давлением, следует защитить от коррозии путем замены ответствующих материалов или внесением плакировок.
28. Необходимо создать возможность инспекции поверхностей сварных швов со стороны второго контура коллектора парогенераторов.

5. Анализ аварийных режимов.

5.1 Анализ аварий с потерей теплоносителя и других аварийных ситуаций

Для настоящей оценки безопасности были использованы имеющиеся у немецкой стороны анализы исходных проектных аварий, выполненные для блока 5 АЭС Грайфсвальд и других установок типа В-213. Они оценены немецкой стороной с точки зрения их полноты, точности, законченности, достаточной консервативности, возможности осуществления и представительности результатов. При этом было проверено, насколько имеющиеся в наличии устройства безопасности, автоматика, а также мероприятия, проводимые персоналом вручную (с учетом правила 30 минут), позволяют овладеть ситуацией.

В случае, если в результате настоящего анализа (проектных материалов, имеющихся у немецкой стороны и собственных консервативных оценок) возникнет сомнение в достаточности принятых в проекте решений по удержанию проектных аварий под контролем, необходимо провести дополнительные исследования.

Настоящий анализ был проведен с точки зрения соблюдения Закона об атомной энергии ФРГ, основными документами которого являются:

- Критерии безопасности для АЭС (21.10.1977.)
- Правила обоснования аварийных ситуаций (18.10.1983.)
- RSK -нормативов для реакторов с водой под давлением (10.06.1983.)
- Правил учета концепции единичного отказа (2.3.1984.)

В основе оценки лежат технический проект АЭС (1) и дополнительная документация (Приложение 19) (2).

Отчет о безопасности в техническом проекте АЭС (1) содержит данные, недостаточно подтвержденные документами. Результаты отчета только в редких случаях можно получить из расчетов (из-за отсутствия документации). Различные изменения проекта были внедрены на установке лишь в последний момент и поэтому также не учтены в Приложении 19. Кроме того, в Приложении 19 обсуждаются только отдельно выбранные случаи повреждений, по которым, как и в техническом проекте, отсутствует подробная документация. Оба отчета не содержат описания программ, использованных при расчете параметров. Таким образом, данный отчет по безопасности не отвечает современным нормативным требованиям. Указанные недостатки не исключают и дополнительные анализы, которые заказчик установки провел с помощью собственной расчетной программы. Остальные аварийные случаи, которые анализировались в специальной региональной программе МАГАТЭ для установки типа В-213 на венгерской АЭС Пакш, можно лишь условно применить к блоку 5.

В представленных анализах рассмотрены с учетом единого отказа аварийные события. Необходимо было рассмотреть и другие ограничения в части состояния систем безопасности при выполнении защитных функций. Германские регулирующие материалы рассматривают

случай вывода в ремонт не как системный. В большинстве анализов аварийных ситуаций срабатывание первого критерия возбуждения приводит к быстрому отключению реактора. Согласно германскому регулируемому материалу следует предполагать отказ формирования первого аварийного сигнала.

В результате проверки имеющихся у немецкой стороны анализов и их оценки получилось следующее.

5.1.1 Аварии с потерей теплоносителя

В директивах RSK для расчета параметров аварий с потерей теплоносителя предлагается соблюдать следующие требования:

- максимальная расчетная температура оболочки топливного элемента не должна превышать 1200 град С;
- расчетная глубина окисления оболочки ТВЭЛа ни в одном месте не должна превышать 17% фактической толщины стенки оболочки;
- с водяным паром может прореагировать не более 1% всего содержимого оболочки циркония;
- в защитную оболочку должна выделяться только незначительная доля радиоактивных веществ активной зоны (10% инертных газов, 5% летучих твердых веществ, 0,1% прочих твердых веществ). При этом следует предположить, что 10% всех топливных элементов будет повреждено, если путем анализа нельзя доказать, что объем повреждения меньше. Кроме того, для длительного периода после аварии с потерей теплоносителя должны быть обеспечены подкритичность и отвод остаточного тепла из активной зоны.

Течи первого контура.

Для блока 5 АЭС Грайфсвальд в настоящее время отсутствует развернутый, достаточно отвечающий немецким нормам анализ аварии с течью главного циркуляционного трубопровода при двустороннем истечении теплоносителя (2F). Соблюдение вышеупомянутых предельных значений предлагаемыми результатами расчетов недостаточно подробно доказано в имеющейся документации. Для доказательства правильности выбранных конструктивных решений системы аварийного охлаждения необходим анализ полного процесса протекания аварий, включая анализ размеров ущерба.

Необходимо отметить, что при анализе не имелось верифицированной расчетной программы для определения выделившихся веществ в ядерном топливе.

Необходим анализ отрыва соединительного трубопровода гидроемкости, который ведет в кольцевое пространство корпуса реактора, потому что при этом исходном событии эффективность системы аварийного охлаждения будет снижена из-за байпасирования части воды в течь.

Для средних и малых течей проводились дополнительно к техническому проекту расчеты в рамках Приложения 19, для течей различ-

ных сечений (эквивалентно Ду 170, 113 и др.). Результаты расчетов сечения Ду 113 слишком консервативны. Ожидается, что с помощью современных теплогидравлических расчетных программ будет показано, что для таких аварий не произойдет разрушения АЗ. Для подтверждения этого следует проанализировать случай течи, эквивалентной разрыву Ду 113.

Для случаев средних и малых течей после опустошения гидроемкостей до момента начала работы системы подпитки низкого давления действует только подпитка высокого давления. Для обеспечения быстрого снижения давления в первом контуре считается необходимым осуществлять быстрое автоматическое охлаждение с помощью второго контура. Ожидается также, что для случаев обрыва соединительного трубопровода между компенсатором давления и предохранительными клапанами процессом можно управлять с помощью систем аварийного охлаждения. Для подтверждения этого предположения необходимо провести дополнительные анализы.

Для аварии с ошибочным открытием клапанов компенсатора давления проблем для активной зоны не ожидается.

Течи из первого контура во второй.

Разрыв трубки парогенератора с двусторонним истечением может вызвать выход активности наружу, если в течение первых 30 мин после возникновения аварии (30 мин – критерий) персоналом не будут произведены ручные переключения.

Иначе, дефектный парогенератор полностью заполнится водой первого контура. Тогда дело дойдет до открытия системы сброса свежего пара (BRU-A) и до открытия предохранительного клапана парогенератора. При этом существует опасность, что открытый и сбрасывающий воду предохранительный клапан откажет в открытом состоянии.

Необходимо сделать подробный анализ аварийного случая "Двойного истечения при разрыве трубки" и, в частности, разработать мероприятия, с помощью которых автоматически предотвращается недопустимый выброс активности в окружающую среду. Кроме этого, следует предположить, что главные запорные задвижки первого контура не полностью закрыты. Также необходимо проанализировать варианты с и без обесточивания.

В настоящее время Заказчик начал проводить первые теплогидравлические анализы перечисленных нерешенных вопросов.

Разуплотнение крышки коллектора парогенератора в проекте 5-го блока АЭС Грайфсвальд не было рассмотрено. После аварии на Ровенской АЭС в СССР в январе 1982 г. были проведены исследования для АЭС Пакш. По поводу этой аварии для блока 5 не был выполнен соответствующий анализ. Если не проводятся мероприятия по реконструкции, этот аварийный процесс по немецким нормам ведет к недопустимым выбросам активности (см. главу 5.3).

Необходимо провести детальный анализ в подтверждение эффективности вышеуказанных мер.

5.1.2 Режимы нарушения нормальных условий эксплуатации и другие аварийные события.

Нарушения, связанные с реактивностью.

Содержащийся в проектной документации анализ непреднамеренного извлечения регулирующих стержней оценивается как достаточно консервативный. Такие нарушения не приводят к превышению пределов безопасной эксплуатации. Для выброса регулирующих стержней необходимо дополнительно выполнить расчетный анализ по трехмерной программе (ЗД).

По поводу влияния на реактивность при течи в системе "острого" пара следует провести дополнительные расчетные исследования на основе трехмерных программ расчета кинетики активной зоны.

Представленные исследования эффектов реактивности для двухстороннего истечения при разрыве главного циркуляционного трубопровода и по проблеме неконтролируемой подачи чистого конденсата в первый контур достаточны. Повторная надкритичность в этих случаях не ожидается.

Разрывы во втором контуре.

Из имеющихся расчетов при разрыве питательного трубопровода следует, что быстрое отключение реактора наступает лишь тогда, когда уровень воды в двух парогенераторах падает более чем на 400 мм (LDE<-400 мм ниже номинальной величины). Из расчетов следует, что в течь поступает слишком много воды, прежде чем происходит отключение реактора – через 80 сек. Чтобы сберечь запас воды второго контура, рекомендуется производить отключение реактора еще раньше, при падении уровня воды на LDE<-400 мм только в одном парогенераторе.

Для аварии с разрывом трубопровода свежего пара необходимо провести дополнительные анализы, в которых процесс уноса воды второго контура следует моделировать по возможности реально. Положение и размеры течей следует варьировать, чтобы таким образом выяснить неблагоприятные влияния на температуру на входе в активную зону и эффективность защиты реактора (приведение в действие АЗ-4 – АЗ-1). В случае, если невозможно будет подтвердить базовую надежность трубопроводов на отметке 14,7, необходимо будет провести исследования по разрыву нескольких трубопроводов свежего пара. Первые термодинамические исследования по этим нерешенным вопросам начаты и проводятся Заказчиком.

Из анализов разрывов общего коллектора свежего пара не ясно, достигается ли и насколько представлен сигнал быстрого отключения реактора "Превышение скорости падения давления 0,8 bar/s, по крайней мере, в течение 5 сек". Для окончательного выбора подходящего сигнала необходимы дальнейшие анализы.

Выход из строя всех главных питательных насосов.

Аварийное отключение реактора при потере всех главных пита-

тельных насосов как показывают анализы – происходит только тогда, когда достигается сигнал "Уровень в двух парогенераторах низкий", а также остается сигнал "Уровень заполнения в деаэраторе подпитки очень высокий". В целях сохранения запасов воды второго контура необходимо моментальное отключение обеих турбин с последующим быстрым отключением реактора от непосредственного сигнала (напр. "Давление в коллекторе питательной воды с напорной стороны низкое").

Полное обесточивание и нарушение режима работы.

В представленных материалах для случаев полного обесточивания с учетом следующих нарушений нормальных условий эксплуатации анализы выполнены в достаточном объеме:

- ошибочное включение нагревателей в компенсаторе объема;
- сброс нагрузки турбогенератора;
- отключение ГЦН;
- выход из строя системы расхолаживания.

Это позволяет сделать вывод, что все системы и защитные устройства в случае их нормального функционирования смогут вывести установку в безопасное состояние без вмешательства оператора.

Нарушения с ATWS.

Анализ аварийных ситуаций с отказом системы аварийной защиты реактора (ATWS) отсутствуют в имеющейся у немецкой стороны документации. В соответствии с требованиями директив RSK требуется провести выборочные исследования режимов с ATWS.

5.1.3 Холодные струи теплоносителя.

Отдельные холодные струи в общем кольцевом зазоре реактора играют важную роль при оценке хрупкого разрушения корпуса реактора, если они асимметрично распределяются в кольцевом пространстве при высоком давлении в первом контуре. Особый интерес вызывают холодные струи на высоте активной зоны, где, наряду с влиянием нейтронного потока и изменением температуры, может наступить охрупчивание основного материала и сварного шва. Специального анализа по этой тематике для блока 5 АЭС Грайфсвальд в имеющейся у немецкой стороны документации нет.

Имеющихся исследований по блокам 1-4 и известных результатов международного опыта недостаточно для непосредственного (прямого) использования для блока 5.

Поэтому представляется целесообразным по аналогии с работами, проведенными для АЭС Ловииза по изучению проблемы "термошока" провести анализ влияния отличий имеющихся в проектах решений общестанционных систем на динамику распределения температурных полей для блока 5 АЭС Грайфсвальд.

5.2 Система герметичных помещений с конденсационной установкой барботажного типа

Система герметичных помещений (DRS) представляет собой замкнутую систему помещений, в которой размещены находящиеся под высоким давлением и высокой температурой компоненты первого контура. Она состоит из 44 герметичных, соединенных между собой помещений. В систему герметичных помещений входит также конденсационная установка барботажного типа. Для ограничения выхода радиоактивных веществ в режиме нормальной эксплуатации с помощью системы вентиляции в герметичных помещениях поддерживается небольшое разрежение.

5.2.1 Основы проектирования

Система герметичных помещений блока 5 создана на основе сформулированных в техническом проекте /1/ критериев безопасности. Эти критерии содержат требования к сооружению установок для задержания и сепарации радиоактивных веществ (локализирующие системы безопасности), благодаря которым активность должна удерживаться в допустимых пределах. В частности, к ним относятся следующие требования:

- устройства для локализации должны при авариях выполнять свою функцию, иметь достаточную мощность и резервирование;
- первый контур должен быть полностью размещен в системе герметичных помещений;
- все проходки через внешние стены системы герметичных помещений должны быть снабжены двойными отсечными устройствами;
- необходимо предусмотреть устройства для контроля плотности гермопроходок, которые должны быть рассчитаны на давление, соответствующее проектному давлению системы герметичных помещений, равному 145 кПа (избыточного давления).

Величины максимального давления и температуры были установлены в соответствии с /1/ с учетом возможных наихудших отклонений на основе расчетов аварий без консервативных запасов. Внешние воздействия (землетрясения, падение самолета и взрывы) проектом не предусматривались.

5.2.2 Анализ проектных параметров системы герметичных помещений

Для проверки проектного давления и температуры были проведены анализы аварий с двухсторонним истечением из главного циркуляционного трубопровода (2F DN 500) с различными граничными условиями. Для анализов использовалась многозоновая расчетная модель.

В результате этих расчетов для этой аварии в зависимости от граничных условий были получены расчетные значения давления и температуры в системе герметичных помещений, которые соответствовали или незначительно превышали проектные значения (245 кПа, 127 град.С).

Анализы показывают, что целостность направляющих колпаков в барботажных ваннах конденсатора-барботера имеет существенное значение для максимального давления при аварии. Уже при отказе небольшого количества колпаков (более двух) в каждой ванне в начальный период вытеснения воды из-под колпаков проектное давление превышает. Отказ 12 колпаков в каждой ванне создает аварийное давление, эквивалентное давлению во всей барботажной установке без учета работы гидравлических затворов. Прочность колпаков следует проверить еще при различных динамических нагрузках. Недостаточная прочность колпаков, изготовленных из пластика не является решающим фактором, так как можно провести мероприятия по замене материала колпаков соответствующим заменителем или изменить их геометрию.

Анализы показали, что отказ незначительного количества колпаков уже приводит к превышению проектных значений давления и температуры. Дополнительные расчеты показали, что увеличение пропускной способности обратных клапанов, перепускающих воздух в воздушные ловушки значительно снижает пик давления.

Проектом было предусмотрено, что в течение 30 мин после возникновения аварии с двухсторонним истечением (2Г) из главного циркуляционного трубопровода благодаря конденсации пара будет вновь восстановлено разрежение в герметичных помещениях. Это условие до сих пор нельзя было проверить, потому что не были представлены данные о поведении теплоносителя первого контура при длительном истечении. Необходимы более точные расчеты, в которых бы учитывались длительный подвод тепла со стороны второго контура и различные другие процессы, возникающие при конденсации.

5.2.3 Нагрузки от перепада давления

Для проверки проектных характеристик перекрытий и стен системы герметичных помещений на возможные нагрузки вследствие перепада давления, возникающего при авариях еще не представлены анализы с различными величинами сечений разрывов, мест разрыва и количества вытекающей среды. Кроме этого отсутствуют данные от Владельца АЭС "Грайфсвальд" о значениях перепадов давлений, используемых в строительной практике для статике. В качестве первоначальной проверки поведения сооружений в статике могут быть использованы данные исследований GES для разности давлений, полученные из оценки максимального давления и температуры.

5.2.4 Динамические нагрузки на барботажно-вакуумную установку при авариях

В настоящее время невозможно было проверить устойчивость защитной стенки барботажно-вакуумной установки от усилий струй, возникающих при разрыве трубопровода и летящих предметов. Можно, однако, произвести конструктивные изменения по усилению защитной стенки.

Для определения ожидаемых при аварии максимальных перепадов

давления между ваннами конденсатора и колпаками пока еще не получены результаты соответствующих испытаний. Первые ориентировочные расчеты с помощью DRASYS позволяют предположить, что проектное давление 29,4 кПа выше ожидаемых перепадов давления. Для окончательного заключения необходимо дальнейшее исследование этого вопроса.

При повышении уровня воды в ваннах из-за динамики процесса и связанного с этим быстрого увеличения давления в воздушном объеме ванны может сработать запирающий механизм еще до закрытия перепускных клапанов из ванн в шахту конденсатора, что приведет к неплотности барботажных устройств. В каждом случае следует обеспечить полное закрытие клапанов. С целью надежного закрытия клапанов необходимо усовершенствовать их конструкцию.

При конденсации паровоздушной смеси в ваннах наблюдается пульсация давления. Для динамических нагрузок, возникающих в этом случае, нет проектных данных. Представляется консервативным принимать полученные опытным путем значения амплитуды давления +110/-70 кПа для конденсации смеси для одного колпака и 50 кПа для всех колпаков одновременно /4/. Следует проверить устойчивость металлических конструкций конденсатора-барботера от воздействий указанных пиков давления, с учетом усталостных явлений материала.

5.2.5 Усилия, возникающие от внутренних воздействий

В настоящее время не представляется возможным оценить защиту от усилий струй, от летящих предметов и реактивных воздействий, возникающих при разрыве трубопроводов. Необходимо выяснить, какие трубопроводы внутри системы герметичных помещений могут быть оценены как безопасные. Для безопасных трубопроводов вместо двойного разрыва трубопровода можно принять только течь размером, равным 0,1 от сечения трубы. В какой степени должны учитываться обломки с массой более 5 кг должны показать детальные исследования процесса образования обломков. Если потребуется, могут быть рассмотрены возможности улучшения защиты от последствий разрушения соседних систем с помощью защитных устройств, которые должны быть определены для каждого конкретного случая. При этом необходимо учитывать возможность доступа к оборудованию для осмотра, контроля, испытаний и т.д.

5.2.6 Протечки и герметичность зданий

Величина утечки при проектном давлении для системы герметичных помещений приблизительно равна 0,6 Vol%/сутки и находится между значениями, принятыми для защитной оболочки с полным давлением для реактора типа KWU (0,25 Vol%/сутки) и для защитной оболочки с системой снижения давления для кипящего реактора типа 1KWU SWR-72(1Vol%/сутки).

Величина утечки соответствует величине утечки для западногерманских установок.

Система герметичных помещений имеет большое количество труб-

ных проходок с запорной арматурной (обычно три арматуры или две арматуры с обратным клапаном.) Питание арматуры осуществляется от различных систем аварийного энергоснабжения. Подача электроэнергии и управление разделены пространственно. В основном соблюдены основные принципы герметизации здания.

В прошлом на шлюзах и монтажных проемах имели место протечки, которые в значительной степени обуславливались недостатком строительной технологии. Слабым местом являются также люки над парогенераторами. Чтобы обеспечить герметичность здания не прибегая к особым действиям эксплуатационного персонала (например, уплотнение шлюзов), необходимы конструктивные доработки.

После уплотнения всех обнаруженных течей в стенах системы герметичных помещений наибольшие протечки ожидаются на трубных и кабельных проходках. Система проверки плотности гермопроходок может обеспечить контроль и фильтрацию течей, а также частично компенсировать отсутствие второй оболочки.

5.2.7 Обобщающая оценка и необходимые мероприятия

Были проведены исследования относительно соответствия систем герметичных помещений на блоке 5 требованиям, изложенным в немецких нормативных документах. При этом в основном использовались данные эксплуатирующей организации и изготовителя оборудования по системам, геометрическим параметрам и т.д., без предварительной проверки.

Система герметичных помещений соответствует требованиям, предъявляемым к защитному барьеру (Sicherheitsrehalter) в рамках нормальной эксплуатации блока и в условиях проектной аварии. Проверка показала, что система герметичных помещений совместно с системой сброса давления соответствует Критериям безопасности по нормам ФРГ и Критериям безопасности Комиссии RSK. Их регулирование осуществляется редувантными системами КИП и А.

Система герметичных помещений не имеет обстройки, где могли бы собираться и контролироваться протечки, направленные из гермообъема через фильтр в окружающую среду. Поэтому нет полного соответствия требованиям немецких правил по безопасности, предъявляемым к защитной оболочке (Sicherheitseinschluß). Система герметичных помещений не рассчитана на внешние воздействия (землетрясения, падения самолетов, взрывы).

Не было окончательно реализовано разделение в пространстве систем безопасности и элементов системы первого контура, размещенных в системе герметичных помещений. Необходимо отдельно проверить, насколько эти системы и система герметичных помещений рассчитаны на возможные последствия аварий, связанных с разрывами трубопроводов.

В предпринятой оценке не были до настоящего времени исследованы следующие вопросы:

Воздействие неблагоприятных условий эксплуатации первого

контура на максимальное давление и максимальный перепад давлений в системе герметичных помещений.

Динамическая нагрузка за счет конденсируемого пара в воде барботера.

Усилия от струй, летящих предметов и реактивной нагрузки.

Мероприятия по предотвращению повреждений электрооборудования и приборов КИПиА.

Образование водорода после аварий, связанных с утечкой теплоносителя.

Необходимые мероприятия:

В результате обследования предложен целый ряд рекомендаций и мероприятий. Они касаются предложений по дальнейшим исследованиям и усовершенствованиям.

1. Доказательство целостности пластиковых колпаков в конденсаторе барботера с учетом старения при аварийных ситуациях.

2. Доказательство прочности элементов при динамических нагрузках на колпаки, ванны и строительные конструкции в процессе конденсации.

3. Детальные исследования роста давления и перепадов давления в системе герметичных помещений.

4. Детальные исследования эффективности спринклерной системы с учетом критериев отказа.

5. Увеличение в два раза пропускной способности обратных клапанов, сбрасывающих воздух в воздушные ловушки.

6. Предотвращение повреждений за счет усилий от струй, летящих предметов от реактивных сил термодинамических нагрузок и влажности.

7. Создать систему контроля и удаления протечек из гермопомещений.

8. Дополнительные работы по уплотнению шлюзов.

9. Надежное срабатывание аварийной защиты реактора до разрыва разделительной перегородки между боксом ПГ и шахтой барботера.

5.3 Радиологические последствия

В германских директивах на случай аварии предлагаются расчеты возможных радиологических последствий для ряда исходных аварийных событий. При этом следует подтвердить, что предлагаемые аварийные значения параметров, указанные в п.28 разд.3 "Постанов-

ления по защите от излучения", не превышаются. Для расчетов следует использовать методы, изложенные в специальных нормах расчета аварийных ситуаций.

Для аварийных событий

- разрыв главного циркуляционного трубопровода с двухсторонним истечением;
- повреждение топливных элементов при транспортно-технологических операциях;
- разрыв коллектора парогенератора

произведены соответствующие расчеты. Авария с разрывом коллектора парогенератора в реакторных установках с водой под давлением западного образца (разрыв трубной доски парогенератора) не включена в директивный перечень рассматриваемых расчетных аварий. Вычисленные для определения радиологических последствий данные потенциальной экспозиции лучей сравнивались с плановыми аварийными параметрами.

Для АЭС Грайфсвальд существует 1,5 км защитная зона вокруг станции с ограничением пребывания в ней и с ограничением использования территории. В приведенных здесь расчетах эти ограничения не учитывались.

5.3.1 Аварии с потерей теплоносителя

В соответствии с требованиями директив RSK следует подтвердить, что при аварии с потерей теплоносителя повреждается не более 10% оболочек топливных элементов. Для подтверждения этого необходимо обследование оболочек топливных элементов на предмет разгерметизации и всесторонние анализы аварийного охлаждения для определения в ходе аварии температуры оболочек ТВЭЛОВ. Для АЭС Грайфсвальд и используемых там топливных элементов не представлены достаточно полные расчеты, из которых было бы понятно, что вышеупомянутое требование выполняется.

Для определения радиологических последствий в связи с аварией с потерей теплоносителя консервативно предполагается, что повреждаются все оболочки топливных элементов. И еще важно указать на то, что доля всех продуктов деления, выброшенных из активной зоны, растет не пропорционально числу разгерметизированных топливных элементов, а значительно слабее, см. (5).

Радиоактивный выброс, связанный с аварией, определяется продолжительностью, во время которой в системе герметичных помещений продолжает оставаться избыточное давление. Количество выброшенной наружу среды из системы герметичных помещений при расчетном давлении достигает $\sim 0,6 \text{ Vol\%/1 сутки}$ (см. гл 5.2.6). Продолжительность фазы избыточного давления в значительной мере определяется действием спринклерной системы. При этом в ходе процессов конденсации в системе герметичных помещений на долгое время снова устанавливается пониженное давление.

В основу расчета параметров системы герметичных помещений бы-

ло положено условие, что через 30 мин после момента течи с двусторонним истечением (2F) главного циркуляционного трубопровода в системе герметичных помещений вновь сохраняется пониженное давление. Хотя это условие, закладываемое в расчеты до сих пор нельзя было проверить, все же для предпринимаемой оценки радиоактивного выброса, для этой аварии, оно было принято.

По аналогии, для расчетных анализов аварий принималось, что на долю выброшенного в воздух йода приходится 10% элементарного йода и 90% йода в аэрозоли.

Были определены составляющие потенциальной экспозиционной дозы, такие как прием пищи, вдыхание воздуха и внешнее облучение (облака, земля). Критическое лицо – маленький ребенок, критический орган – щитовидная железа, максимальная нагрузка – 320 м (от дымовой трубы). Получается, что доза поглощения щитовидной железой 56 (предельное значение 150 mSv), а эффективная доза – 9,5 mSv (предельное значение 50 mSv). Для взрослого человека доза на щитовидную железу составляет 20 mSv, а 7,7 mSv – эффективная доза при соответственно предельных значениях.

Полученные данные потенциальной экспозиционной дозы составляют максимум одну треть от предельных значений, предусмотренных для аварий.

5.3.2 Повреждение топливных элементов при транспортно-технологических операциях

Для аварии при транспортно-технологических операциях, падении и при повреждении топливных элементов при перегрузке, предполагается, что в шестигранной топливной сборке повреждались наружные элементы двух соседних рядов (см. гл 4.1.4). При этом выходящие из поврежденных элементов радиоактивные инертные газы через вентиляционную трубу непосредственно попадают в окружающую среду. Вышедший из поврежденных топливных элементов йод попадает в наружные водоемы. Небольшая часть может длительное время пребывать в атмосфере в газообразной форме.

Экспозиционная доза была определена в различных направлениях. Максимальные значения для критической личности – маленького ребенка и критического органа – щитовидной железы приходятся для приема пищи на расстоянии 2000 м (от трубы) для вдыхания и внешнего облучения из облаков при 500 м, а внешнего облучения от земли при 360 м. Общая доза на щитовидную железу достигает 27 mSv в сравнении с предельной величиной в 150 mSv, эффективная доза – 0,86 mSv, предельная 50 mSv. Для взрослых доза щитовидной железы составляет 7,4 mSv!, а эффективная – 0,24 mSv при соответственно одинаковых предельных значениях. В общем, расчетные значения потенциальной экспозиционной дозы для рассматриваемой аварии значительно ниже предельных, предусмотренных для проектных аварий.

5.3.3 Разрыв коллектора парогенератора

Разуплотнение крышки коллектора парогенератора связано с

выбросом радиоактивности в окружающую среду. Чтобы ограничить выброс, оперативному персоналу следует принять в короткое время организационные меры, для отсечения от реактора дефектного парогенератора. Для блока 5 нет специального анализа теплогидравлических процессов и радиологических последствий, для этой аварии. Была сделана лишь оценка радиологических последствий для одного специального случая.

Предполагается, что в коллекторе парогенератора возникает течь эквивалентным сечением 80 см², вызванная разрывом крышки коллектора. В течение первых 30 минут меры, принимаемые оперативным персоналом, не учтены. Для критической личности – маленького ребенка и критического органа – щитовидной железы максимум нагрузки экспозиционной дозы при вдыхании, приеме пищи и внешнем облучении из облака и от земли наступит на расстоянии 280 м (от трубы). Доза на щитовидную железу в 230 мSv превышает предельное значение, равное 150 мSv. Эффективная доза в 15 мSv лежит ниже предельной, равной 50 мSv. Для взрослых доза щитовидной железы около 76 мSv и эффективная доза 10 мSv, что не превышает предельных величин, предусмотренных для аварий.

Для аварии с разуплотнением крышки коллектора парогенератора при указанных условиях расчетное облучение критического органа (щитовидная железа) для критической личности (маленький ребенок) превышает предельное значение в случае соответствующей аварии 150 мSv примерно в 1,5.

Необходимо провести дальнейшие исследования этой аварии.

В случае необходимости следует разработать дополнительные организационно-технические мероприятия снижения радиоактивного выброса, связанного с этой аварией.

Литература по 5 разделу

- (1) Теплоэлектропроект, Технический проект АЭС Норд III/IV, Москва, 1974.
- (2) Дополнительная техническая документация, Приложение 19. Москва, 1985.
- (3) Х.Туомисто, Термогидравлические процессы в сосуде высокого давления реактора Ловииза при нестабильных режимах. Хельсинки, 1987.
- (4) ККР1, Точка зрения о нагрузках защитной оболочки с системой снижения давления. Технический отчет N 116-528-6.3.20. TÜEV, Баден Ев, 1978.
- (5) Ланге Ф., Фридрихс Х., Ульрих В., Хоземан Е.Р. Новые исследования поведения продуктов распада после аварии с потерей теплоносителя. Atomwirtschaft/atomtechnik, Выпуск XXVII, N 2, февраль 1982.

6 Системная техника

6.1 Анализ технологических систем

Оценка системной техники осуществляется на основе анализа протекания аварий. При выборе исходных событий были учтены "Руководство по анализу аварий", документация по оборудованию, а также опыт проведенных до настоящего времени работ по пуску 5-го блока.

Критерием для оценки безопасности конструкции являются правовые нормативы атомной техники, действующие в Федеративной Республике Германии. Здесь в отдельности следует назвать: "Критерии безопасности атомных электростанций", "Руководство по авариям и правила КТА" и "Руководящие положения для реакторов", работающих с водой под давлением Комиссии по безопасности реакторов".

Это означает, что относительно требований редувантности, предъявляемых к оборудованию систем безопасности, допускаются единичные отказы и простой в связи с ремонтом.

Если не выполняются действующие нормативы и правила, то анализируется:

- возникает ли вследствие этих отклонений недостаток безопасности оборудования;
- какие меры могут быть приняты для компенсации недостатка (например, путем использования другого имеющегося на АЭС оборудования или положительных качеств данной системы).

6.1.1 Исходные события

Анализ ограничивается событиями, которые могут привести к повреждению активной зоны. Среди исходных событий различаются события, приводящие к аварийным случаям с потерей теплоносителя или к переходным процессам в режимах нормальной эксплуатации, в режимах нарушения нормальной эксплуатации и аварийные события, не связанные с течью теплоносителя 1-го контура. Для каждого исходного события рассмотрено также одновременное возникновение обесточивания.

В случае обесточивания действуют дополнительные критерии быстрого аварийного отключения реактора (АЗ-1): отключение последней турбины, отключение более чем 3 ГЦН. В случае обесточивания, кроме того, стержни управления вводятся в активную зону, когда напряжение на щите СУЗ реактора прерывается более, чем на 1,5 секунды.

Аварийный случай с потерей теплоносителя.

Наряду с большими, средними и малыми течами рассматриваются течи на компенсаторе давления, течи одной или нескольких теплообменных труб парогенератора, а также течи трубопроводов первого контура за пределами системы герметичных помещений.

Переходные процессы в режимах нормальной эксплуатации, в

режимах нарушения нормальной эксплуатации и аварийные события, не связанные с течью теплоносителя 1-го контура.

Рассматриваются следующие исходные события:

- случай обесточивания
- отказ главного теплоотвода
- отказ системы питательной воды
- переполнение компенсатора давления
- сброс нагрузки турбины
- течь одного трубопровода свежего пара
- течь главного коллектора свежего пара
- течь одного трубопровода питательной воды
- течь одного коллектора питательной воды
- отказ системы технической охлаждающей воды (NKW-A) и промежуточного контура охлаждения (NKW-B)
- возмущения реактивности
- процессы пуска и останова
- эксплуатационные переходные процессы с отказом быстрого аварийного отключения (ATWS).

Ниже рассматриваются только такие события, при оценке которых были обнаружены недостатки или же могут быть предложены меры усовершенствования. Недостатки каждой системы приводятся только один раз. По ходу обсуждения других исходных событий эти недостатки уже не повторяются.

Все отклонения от норм и мероприятия по усовершенствованию, которые были определены при анализе процессов: обесточивание, возмущение реактивности и переполнение компенсатора давления не отличаются от отклонений и мероприятий, указанных в анализах остальных процессов.

6.1.2 Ход событий в случаях с потерей теплоносителя

6.1.2.1 Большие течи (Ду 200 до Ду 500)

Быстрое аварийное отключение реактора и последующий запуск систем безопасности (система аварийного охлаждения и ее обеспечивающие системы) происходит по разнообразным критериям (падение давления в первом контуре, понижение уровня в компенсаторе давления, рост давления в герметичных помещениях). Под действием критерия на срабатывание SA03 запускаются дизель-генераторы и все потребители аварийных систем подключаются к дизельному аварийному питанию.

Реактор отключается самостоятельно под действие отрицательного коэффициента реактивности образования паровых пузырей. Подкритичность активной зоны поддерживается благодаря подпитке с раствором борной кислоты – сначала из емкостей SA03, а потом из баков аварийного охлаждения. Раствор борной кислоты из гидроемкости подается прямо в корпус реактора, когда давление в первом контуре достигает значения ниже 5,4 МПа.

Дальнейшее аварийное охлаждение осуществляется через системы

подпитки высокого и низкого давления. После опустошения баков аварийного запаса борной кислоты (по 65 куб.м с концентрацией 40 г/кг), насосы высокого давления автоматически переключаются на всас насосов низкого давления системы аварийного охлаждения. Когда баки аварийного запаса борной кислоты емкостью по 500 куб.м опорожняются на 75%, насосы высокого и низкого давления системы аварийного охлаждения, а также насосы спринклерной системы автоматически переключаются на прямом протечек.

В режиме циркуляции через прямки протечек остаточное тепло отводится через теплообменники CA03, которые охлаждаются прямо морской водой (см. раздел 2.4.1).

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Для повышения надежности функции подачи воды в реактор целесообразно проанализировать изменения схемы с учетом возможного отказа запорных шаров и ложного закрытия запорных арматур.

2. Для предотвращения повышения давления в гидроемкостях следует ввести контроль плотности обоих обратных клапанов в соединяющих трубопроводах.

3. Нужно повысить надежность указателя положения запирающих шаров емкостей CA03, иначе возникает опасность, что течь гидроемкости CA03 не обнаруживается.

4. Электрическое питание потребителей CA03 в случае потребности осуществляется исключительно от дизель-генераторов. Целесообразно осуществить питание системы аварийного охлаждения от дизель-генераторов только в том случае, когда не работает питание собственных нужд (см. также электропитание; раздел 6.2.).

5. В каждом трубопроводе на напорной стороне насосов имеется арматура с приводом, которая автоматически открывается по сигналам защит CA03. Эти арматуры с приводом следует заменить на обратные клапаны с контролем их плотности. На указанных трубопроводах установить нормально-открытую арматуру, которая используется при производстве ремонтных работ.

6. Теплообменники CA03 охлаждаются прямо морской водой (не имеется преграды для активностей; возникает опасность загрязнения теплообменников аварийного расхолаживания). Требуется реализация канального промконтра охлаждения.

7. Для подключения контра аварийного расхолаживания требуется открытие двух последовательных запирающих арматур. Для обеспечения надежности закрывания и открывания, наряду с имеющимися арматурами целесообразно реализовать вторую параллельную группу арматур. Следует ввести контроль внутренних протечек этих групп арматур.

8. В случае аварии с отказом всех насосов системы аварийного охлаждения низкого давления для отвода остаточного тепла целесообразно использовать насосы спринклерной системы. Надежность

возможного технического решения следует проверить.

9. Следует улучшить редундантность и надежность системы уравнимеров в трех насосных помещениях системы аварийного охлаждения.

10. Нужно проверить изолированность насосных помещений СА03 друг от друга.

11. Если в случаях аварии с течью I контура для предотвращения гидрозатвора вообще требуется соединяющий трубопровод между горячей и холодной ветвями главного циркуляционного трубопровода (что следует проверить), то арматуры в этих трубопроводах должны быть открыты всегда. (В блоках 7 и 8 в соединяющих трубопроводах такие арматуры не предусмотрены).

12. Нужно ввести контроль закрытого положения трапных вентилей на линиях дренажей, соединяющих насосные помещения.

6.1.2.2 Средние течи (Ду 25 до Ду 200)

Срабатывание быстрого аварийного отключения реактора в случае средних течей происходит по тем же критериям, как и в случае больших течей.

Для управления этими аварийными случаями требуется включение системы подпитки высокого давления. Когда насосы работают в режиме минимального расхода (по линии рециркуляции) при давлении в первом контуре больше или равном 12,2 МПа, то вода в баках СА03 65 куб.м нагревается со скоростью 5 К/час вследствие выделения тепла насосами.

Благодаря подключению дросселирующего устройства насосы высокого давления системы аварийного охлаждения могут работать и в области низкого давления.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Для охлаждения подшипников всех трех насосов высокого давления системы аварийного охлаждения служит одноканальный промежуточный контур охлаждения (NKW-B). Переключение от руки (неавтоматическое) на промежуточный контур охлаждения главных циркуляционных насосов в принципе возможно. Но в аварийном случае переключение от руки не представляется приемлемым.

2. Если для предотвращения хрупкого разрушения материалов требуется подогрев раствора борной кислоты в баках СА03, то необходимо осуществить охлаждение воды насосов высокого давления системы аварийного охлаждения в режиме рециркуляции, введя новый промежуточный контур.

3. В случае прекращения возврата воды из одного приемка из-за засорения должен быть обеспечен отвод воды к другим двум приемкам (соединение всех трех приемков).

4. Подпиточные трубопроводы высокого давления системы аварийного охлаждения и подпиточные трубопроводы системы подпитки не имеют ограничителей. Нужно проверить, могут ли возникнуть вторичные повреждения при разрыве этих трубопроводов.

6.1.2.3 Малые течи (меньше Ду 25)

Быстрое аварийное отключение реактора (АЗ-1) в случае малых течей производится по тем же критериям, как и в случае больших течей. Однако кажется сомнительным, срабатывает ли отключение реактора при росте давления в системе герметичных помещений.

В нормальном случае без обесточивания реакторная установка охлаждается при помощи штатных систем второго контура. При снижении давления первого контура дополнительно используется впрыск в компенсатор объема.

В случае обесточивания для отвода остаточного тепла используется система аварийной подпитки (САОЗ высокого давления) и установка для сброса свежего пара (БРУ-А). В данном случае впрыск в компенсатор объема не работает.

Трассировка трубопроводов с диаметром меньше Ду 80 в герметичных помещениях не была предусмотрена проектом. Вследствие этого выросло количество и длина трубопроводов малого диаметра (дополнительные трубопроводы дренажа и продувки) и тем самым возросла вероятность возникновения малых течей.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Должна быть возможность открытия ряда локализирующих арматур после их закрытия в аварийных режимах и установления места возникновения течи. Это относится, например, к арматуре на трубопроводах системы регулирования объема (система подпитки I контура). Тогда появляются дополнительные возможности подпитки в случае необходимости аварийного охлаждения.

2. Необходимо предусмотреть электрическое питание подпиточных насосов системы подпитки I контура от дизель-генераторов (например, использование для впрыска в компенсатор давления).

3. Трассировку трубопроводов с диаметром меньше Ду 80 в герметичных помещениях следует включить в объем проектирования.

6.1.2.4 Течь компенсатора давления

Нужно подчеркнуть различие между течью с потерей теплоносителя в систему герметичных помещений и течью через предохранительный клапан компенсатора давления.

При открытии и незакрытии предохранительного клапана пар из КД попадает в барботажный бак.

После разрыва мембраны барботажного бака первичный теплоно-

ситель отводится в шахту системы локализации.

Для случая, когда предохранительный клапан компенсатора давления ошибочно остается открытым, имеется только один критерий для срабатывания быстрого аварийного отключения реактора (снижения давления в первом контуре). Теплоноситель, который выходит из барботажного бака, попадает в приямок сточных вод системы локализации аварии. Если мембраны системы локализации не открываются, то вода не вытекает в боксы ПГ. В этом случае для аварийного отвода тепла имеется только одна возможность – через систему аварийного расхолаживания по замкнутому контуру СА03.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Необходимо доказать работоспособность предохранительных клапанов компенсатора давления в случае поступления смеси пара с водой или же воды.

2. Следует установить дополнительный отсекаемый запорной арматурой предохранительный клапан на компенсатор давления. Давление срабатывания клапана должно быть установлено ниже давления срабатывания проектных предохранительных клапанов.

3. Следует определить распределение давления в системе локализации аварий и в герметичных помещениях в аварийном случае "предохранительный клапан компенсатора давления остается открытым". В случае необходимости нужно установить дополнительный датчик давления в шахте системы локализации аварий.

4. Для аварийного случая "предохранительный клапан компенсатора давления остается открытым" следует установить дополнительный характерный для этого режима критерий для быстрого отключения реактора "открывается предохранительный клапан компенсатора давления". По мнению советской стороны сигнал "Высокий уровень в КД в сочетании с низким давлением в КД" учитывает вышеуказанное предложение немецких специалистов.

5. Нужно проверить размещение датчиков давления для надежного измерения давления в системе герметичных помещений.

6.1.2.5 Течь одной теплообменной трубки парогенератора

Быстрое аварийное отключение реактора по критериям "снижение давления в первом контуре" и "снижение уровня компенсатора давления" из-за малости течи происходит с задержкой или совсем не происходит.

Персоналом это нарушение может быть обнаружено по ряду показаний. Далее нужно остановить реактор, установить неисправный парогенератор и отключить его сначала по первому, а потом по второму контурам. Данным аварийным случаем можно управлять при помощи имеющихся штатных систем.

Если обслуживающий персонал дистанционно не обеспечивает

быстрое аварийное отключение реактора, то большая величина протечки может привести в дальнейшем к разгрузке турбины, к быстрому отключению реактора и турбины, а также к включению ступенчатого пуска механизмов аварийного охлаждения и к срабатыванию редуцированной установки БРУ-А.

Если одна из главных задвижек не плотно закрывается, то давление в первом контуре следует понизить ниже давления срабатывания БРУ-А. Для этого имеются различные возможности. В случае обесточивания БРУ-К не работает. В этом случае требуются действия персонала, чтобы не допустить выброс активности через БРУ-А дефектного парогенератора в атмосферу.

Для охлаждения первичного контура следует использовать БРУ-А исправного парогенератора. Чтобы не допустить долговременную работу БРУ-А неисправного парогенератора, нужно открыть продувки к расширителю до тех пор, пока не удастся закрыть главную запорную задвижку вручную.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. В качестве дополнительного критерия срабатывания быстрого аварийного отключения реактора следует ввести критерий "повышение активности свежего пара".

2. Для аварийных процессов с маленькими течами из 1-го контура во 2-й необходимо доказать, что установленные нормами радиационные пределы не превышаются. В случае необходимости обеспечить более плотное закрытие ГЗЗ без ручных действий, а также надежность закрытия ГЗЗ при наличии полного перепада давления.

3. Обеспечить надежность питания ГЗЗ от дизельной установки с учетом мощности загрузки дизель-генераторов

По мнению советской стороны в аварийных режимах разуплотнения трубки теплообмена парогенератора безопасная эксплуатация обеспечивается выполнением персоналом требований регламента, разработанного для указанного случая с учетом неполного закрытия ГЗЗ.

6.1.2.6 Течи нескольких теплообменных труб парогенератора и течи коллектора парогенератора

При отрыве крышки коллектора между первичной и вторичной сторонами возникает течь площадью 80 кв.см. Это соответствует двухстороннему разрыву 29 теплообменных трубок парогенератора. При такой течи сразу же срабатывает быстрое аварийное отключение реактора и ступенчатый пуск СА03. В данном случае требуется проведение таких организационно-технических мероприятий, которые исключают срабатывание паросбросных устройств (БРУ-А и ПКПГ) дефектного парогенератора.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Следует проверить, в какой степени можно исключить воз-

никновение течи с площадью более 80 кв.см коллектора парогенератора, а также справедливость принципа "течь перед разрывом".

2. Нужно создать возможность автоматического снижения температуры и давления в первом контуре, применяя соответствующие меры по первому и второму контурам, которые действуют и в случае обесточивания.

3. Нужно ввести автоматические действия, чтобы предотвратить переполнение неисправного парогенератора насосами высокого давления аварийного охлаждения при течи теплообменных труб или коллектора парогенератора, а также при отказе главной задвижки.

6.1.2.7 Течь трубопровода с теплоносителем первого контура за пределы гермозоны

В случае этой течи выходящий теплоноситель не попадает в приемок протечек и не может быть использован для аварийного охлаждения. Все трубопроводы, выходящие из системы герметичных помещений, имеют несколько герметизирующих арматур. Системы низкого давления отделены от первого контура двойными герметизирующими арматурами.

Течи неисправных теплообменников в промежуточные контура охлаждения проявляются ростом уровня заполнения и ростом активности в баках.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Нужно проверить, соответствует ли рабочее давление трубопроводов, запирающих арматур и трубопроводов между системой герметичных помещений и герметизирующими арматурами давлению первого контура. При этом следует проверить возможность возникновения гидроударов и при необходимости учесть их.

2. Нужно проверить возможность вторичных повреждений трубопроводов и герметизирующих арматур.

3. Для преодоления аварии с разуплотнением теплообменника автономного контура ГЦН необходимо предусмотреть на трубопроводах промконтура ГЦН разрывную мембрану (или предохранительный клапан) а также по повышению активности в промконтуре ГЦН реализовать автоматическое закрытие арматур, отсекающих теплообменник автономного контура от I контура и локализирующих арматур промконтура ГЦН.

Аналогичные мероприятия выполнить и для промконтура СУЗ.

6.1.3 Ход событий в аварийных режимах, не связанных с потерей теплоносителя I контура

6.1.3.1 Отказ основного теплоотвода

Отказ основного теплоотвода может быть вызван следующими

причинами: прекращение подачи главной циркуляционной воды, потеря вакуума конденсатора, отказ главной конденсатной системы, отключение турбины и несрабатывание редуцированной установки БРУ-К. Отказ основного теплоотвода кратко рассматривается на примере потери главной циркуляционной воды.

Так, например, при прекращении подачи основной циркуляции срабатывает защита по потере вакуума турбинного конденсатора, стопорные клапаны обоих турбогенераторов и быстрое аварийное отключение реактора. Установка сброса свежего пара БРУ-А работает с выбросом пара в атмосферу до тех пор, пока продолжается переходный процесс с повышенным давлением.

После снижения температуры и давления "острого" пара остаточное тепло отводится через установку расхолаживания, которая, однако, не подключена к системе надежного питания и кроме того, ее предохранительные клапаны не предназначены для работы на воде. Если установка расхолаживания не работоспособна, то остаточное тепло более длительное время отводится через БРУ-А в атмосферу.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Установку расхолаживания нужно обеспечить надежным электропитанием.

2. Предохранительные клапаны установки расхолаживания должны быть пригодны для сброса воды.

6.1.3.2 Отказ системы питательной воды

Потеря основной питательной воды приведет к появлению ряда показаний на блочном щите управления. Обслуживающий персонал может подключить пуско-остановочный насос, чтобы подавалась теплая вода из деаэраторов. При дальнейшем уменьшении уровня заполнения ПГ происходит срабатывание быстрого аварийного отключения реактора (АЗ-1) и включение аварийной подпитки ПГ холодной водой. Если оператор опоздает с ручным воздействием, то быстрое аварийное отключение реактора происходит с задержкой и появляется вероятность срабатывания предохранительных клапанов компенсатора давления.

Пуско-остановочный насос не подключен к надежному электропитанию, не имеет блокировок и является единственным (нет редундантности). Три редундантных насоса системы аварийной питательной воды подключены одним общим всасывающим трубопроводом к баку, объем которого 1000 куб.м.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Следует ввести критерий (АЗ-1) "рост давления в первом контуре".

2. Так как в проекте не предусмотрен автоматический пуск

пускоостановочного насоса при понижении уровня в парогенераторах (насос не подключен к сети надежного питания), следует усовершенствовать систему питательной воды, включая систему аварийной питательной воды (см. раздел 6.1.3.6).

3. Необходимо ввести ограничение мощности турбины или быстрое аварийное отключение реактора в зависимости от числа отключенных основных насосов питательной воды.

4. Нужно установить на блочном щите управления указатель положения арматур в байпасном трубопроводе подогревателей высокого давления.

6.1.3.3 Отключение турбогенераторов

В проектном режиме работы регулирующих устройств отключение одного турбогенератора не приведет к быстрому аварийному отключению реактора. Отключение обоих турбогенераторов приводит к быстрому аварийному отключению реактора (по блокировке). Данная блокировка может быть отключена при помощи переключателя, расположенного во вспомогательном помещении щита управления. Система регулирования приспособлена для перехода от полной нагрузки к режиму собственных нужд.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Так как сигнал по критерию АЗ-1 "отключение последнего работающего турбогенератора" может быть выключен при помощи легкодоступного переключателя, следует осуществить полную автоматизацию данной блокировки.

6.1.3.4 Течь трубопровода "острого" пара

В случае течи трубопроводов "острого" пара в системе герметичных помещений, в этих помещениях растет давление, срабатывает быстрое аварийное отключение реактора и закрываются все арматуры в системе продувки парогенераторов. Быстродействующая отсечная арматура отключает соответствующий трубопровод "острого" пара от ГПК. В соответствующей петле отключается главный циркуляционный насос (ГЦН) и прекращается подача питательной воды в парогенератор. Если отказывает быстродействующая отсечная арматура, то срабатывает обратный клапан этого трубопровода "острого" пара и, тем самым, прекращается доступ пара от других парогенераторов через коллектор.

При выпаривании парогенератора температура теплоносителя в первом контуре сильно снижается. Это, однако, не приведет к повторной критичности активной зоны. Когда давление в систем герметичных помещений растет выше 0,01 МПа, то происходит включение по ступенчатому пуску механизмов системы СА03. Когда течь трубопроводов свежего пара находится непосредственно перед турбиной, то установленные значения критериев АЗ-1 и отсечения аварийного ПГ, возможно, не достигаются. Но соответствующая турбина отключается

под действием собственной защиты.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Выполнить редундантное управление ПК ПГ.

По мнению советской стороны целесообразность установки второго управляющего клапана должна быть подтверждена анализами надежности с учетом факторов как более надежного открытия, так и большой вероятностью "ложных" открытий с последующим незакрытием.

2. Следует установить дополнительный отсекаемый от ПГ запорной арматурой предохранительный клапан парогенератора с более низким давлением срабатывания, а также следует установить запирающую арматуру БРУ-А. При этом сброс пара через проектные предохранительные клапаны полностью должен быть обеспечен.

6.1.3.5 Течь коллектора "острого" пара

Относительно течи в коллекторе свежего пара возникает вопрос, действует ли вообще критерий срабатывания "скорость падения давления в коллекторе свежего пара".

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Следует проверить срабатывание критерия "скорость падения давления в коллекторе свежего пара" для быстрого аварийного отключения реактора.

6.1.3.6 Течь в трубопроводе питательной воды

При течи между парогенератором и обратным клапаном выход среды приведет к росту давления в боксе парогенераторов. Если течь находится в герметичном помещении, то в следствии роста давления производится быстрая аварийная остановка реактора. Если же течь находится вне гермообъема, то быстрое аварийное отключение реактора не производится, поскольку нет датчиков давления в этой части. При снижении уровня заполнения парогенератора на 110 мм открываются арматуры на напоре пускоостановочного насоса (подпитка через систему аварийной питательной воды, через малой мощности регулятор уровня ПГ). Насос должен быть включен оператором. Если течь не компенсируется, то при снижении уровня в 2 из 6 парогенераторах срабатывает быстрое аварийное отключение реактора.

Течь в машинном зале приведет к снижению уровня в деаэраторах, а далее к отключению питательных насосов, относящихся к данной турбине. Если оператор сам не производит быстрое аварийное отключение реактора, то оно производится автоматически вследствие снижения уровня в парогенераторах.

Могут возникнуть вторичные повреждения как штатных систем,

так и электрического оборудования для питания двигателей аварийных питательных насосов.

1. Следует создать независимую систему аварийной питательной воды. Эту систему нужно защитить от внутренних (затопление, пожар, взрыв турбины) и внешних воздействий.

2. Имеющуюся систему аварийной подпитки следует подключить к бакам питательной воды.

3. Нужно создать дополнительные возможности для подачи аварийной питательной воды.

4. Углеродистые трубопроводы продувки и аварийной подпитки не имеют опор ограничителей даже внутри герметичных помещений. Следует проверить необходимость сооружения опор ограничителей.

5. Следует установить на блочном щите управления показатели положения арматур, расположенных в байпасных трубопроводах подогревателей высокого давления, чтобы при отключении подогревателей высокого давления была возможность контроля обеспечения питательной водой.

6.1.3.7 Течь коллектора питательной воды

При течи коллектора на всасе основных питательных насосов вода из деаэратора выливается в машинный зал, поскольку отсутствуют запирающие арматуры с приводами. Коллектор посредством арматур разделен на два полукolleктора, таким образом, авария касается только двух насосов. Насосы отключаются под действие собственных защитных блокировок. Быстрое отключение турбин происходит по критерию "понижение давления в системе свежего пара". После отключения последней турбины или же аварийном снижении уровня в двух парогенераторах срабатывает быстрое аварийное отключение реактора (АЗ-1). Имеется опасность возникновения вторичных повреждений, например, электрических приводов аварийных питательных насосов.

При разрыве верхнего (напорного) коллектора питательной воды возможны вторичные повреждения трубопроводов свежего пара и одного трубопровода аварийной питательной воды на площадке 14,7 м.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Следует разработать технические решения для предотвращения вторичных повреждений при течи трубопроводов и оборудования в области площадки на отметке 14,7 м.

По сообщению советской стороны выполненные институтом "Атомэнергопроект" анализы показывают, что обеспечение разделения паропроводов и трубопроводов питательной воды с точки зрения их взаимного влияния при существующей компоновке на отметке 14,7 м и при невосприимчивости аварийных нагрузок строительных конструкций не представляется возможным. Таким образом, по мнению советской сто-

роны, необходимо ускорить разработку принципа "течь перед разрывом" и внедрить современные системы диагностики состояния металла трубопроводов и оборудования.

6.1.3.8 Отказ основной системы циркуляции и систем технической воды КО-А

Препятствие для доступа воды или затопление сооружений береговой насосной (например, вследствие разрушения приточного канала морской воды), могут привести к отказу систем основной циркуляции и технической воды КО-А. Прекращение подачи основной циркуляции приведет к потере вакуума в конденсаторе, к быстрому отключению турбины и к быстрому аварийному отключению реактора.

Остаточное тепло должно отводиться через установку сброса свежего пара (БРУ-А), поскольку становятся неработоспособны штатные установки расхолаживания и теплообменники аварийного расхолаживания. Теплообменники обеих систем охлаждаются технической водой группы А (КО-А). Чтобы обеспечить охлаждение реактора, требуются чрезвычайные аварийные меры. Но для этого имеется достаточно времени.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования.

1. Необходимо предотвратить затопление сооружений береговой насосной и прекращение подачи техводы группы "А" (КО-А), принимая соответствующие меры.

6.1.3.9 Процессы пуска и остановки

При пуске и остановке реакторной установки требуется проведение множества ручных действий, в том числе следует включать и выключать существенные для безопасности блокировки. Персонал для этого имеет специальный список.

Для проверки состояния включения оборудования и проведенных действий переключения служат приборы и показатели на блочном щите управления (светящееся табло, экраны, доски со схемами и протокольные записи). Не имеется автоматики функционально-группового управления процессами для пуска и остановки, а также нет автоматического контроля состояния оборудования и блокировок.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования

1. Контроль состояния, положения и подключения арматур и оборудования, а также сравнительный контроль требуемого состояния блокировок с фактическим, должны быть автоматизированы.

2. Следует предусмотреть автоматику, которая обеспечила бы необходимую реактивность для перевода в безопасное состояние во всех эксплуатационных режимах.

3. В системе измерения нейтронного потока следует ввести автоматический учет перемещения измерительных камер, переключения областей измерения, а также учет текущей мощности в критерии быстрого аварийного отключения реактора "нейтронный поток больше 110% или равен допустимой мощности реактора".

4. При переработке эксплуатационных инструкций следует уточнить процедуры пуска и остановки реакторной установки.

6.1.3.10 Аварийные переходные процессы с отказом аварийной защиты реактора

В проекте 5 блока не учтены аварийные переходные процессы с отказом быстрого аварийного отключения реактора (АТWS). Нет анализа аварийных случаев, в котором учитывается отказ быстрой аварийной остановки реактора. Отсутствует вторая система быстрой остановки реактора. Существующая система подпитки и борного регулирования (по надежному питанию, напору насосов, скорости подпитки), не способна выполнить функцию быстрого отключения реактора.

Обнаруженные отклонения от норм и правил ФРГ и требуемые меры усовершенствования

Необходимо создать резервную независимую систему для быстрого отключения реактора.

6.1.4 Заключение

Нейтронно-физические и теплотехнические характеристики усовершенствованного поколения ВВЭР-440/В-213 соответствуют, в основном, характеристикам реакторов старшего поколения ВВЭР-440/В-230 и в инженерно-технической оценке системной техники наиболее благоприятные свойства ВВЭР-440 были учтены, как например, относительно небольшая плотность энерговыделения, минимальное поведение ксеноновых колебаний, отсекаемость главных циркуляционных трубопроводов, большие объемы воды в первом и втором контурах.

Недостатки, свойственные для ВВЭР-440, особенно в областях электротехники и КИП и А, а также компоновки трубопроводов и оборудования в машинном зале (как, например, пространственно-концентрированная трассировка всех трубопроводов свежего пара и питательной воды на отм. 14,7м) имеет место и на 5 блоке.

Что касается систем безопасности, то в этой области были достигнуты значительные улучшения (трехканальная система, физическое разделение и автономность каналов и т.д.). В тоже время здесь имеются отдельные отклонения от современных норм и правил по безопасности, которые необходимо устранить.

Основными мероприятиями по повышению безопасности являются:

- создание независимой аварийной системы, состоящей из системы аварийного питания парогенераторов, дополнительной

- системы борированной воды как системы для быстрого останова реактора, системы защиты реактора и резервного щита управления;
- создание трехканального промконтра охлаждения, например для охлаждения теплообменников СА03, а также насосов аварийного охлаждения высокого давления;
 - объединение трех прямых системы герметичных помещений;
 - повышение надежности работы паросбросных устройств первого и второго контуров (ПК КД, БРУ-А, ПК ПГ);
 - устранение утечек масла при работе главных циркуляционных насосов;
 - защита трубопроводов и оборудования систем свежего пара и питательной воды на отм 14,7 м от от вторичных повреждений;

По сообщению советской стороны выполненные институтом "Атомэнергопроект" анализы показывают, что обеспечение разделения паропроводов и трубопроводов питательной воды с точки зрения их взаимного влияния при существующей компоновке на отметке 14,7 м и при невосприятии аварийных нагрузок строительными конструкциями не представляется возможным.

Таким образом, по мнению советской стороны необходимо ускорить разработку принципа "течь перед разрывом" и внедрить современные системы диагностики состояния металла трубопроводов и оборудования.

- новая трассировка трубопроводов малых диаметров в системе герметичных помещений;

Остальные мероприятия, направленные на устранение отклонений от современных норм и правил, приведены в соответствующих разделах главы 6.1.

При планировании и подготовке отдельных мероприятий необходимо детально проверить, могут ли быть связаны эти мероприятия с отрицательным влиянием на безопасность всей установки.

6.2 Электропитание

Питание от сети.

Энергоблок с двумя генераторами обеспечивает потребителей собственных нужд электропитанием при обесточивании. Выполненная электрическая схема по питанию потребителей от внешней сети и от устройств собственных нужд соответствуют принципиальным требованиям. Однако, так как два присоединения к внешней сети и резервное присоединение выполнено с помощью открытого распреустройства, т.е. возможность выхода из строя всех трех присоединений по общей причине (например: разрушение открытого распреустройства), необходимо устранить этот недостаток.

Установка собственных нужд

По схеме питания потребителей собственных нужд, включая име-

ющие связи между блоками, нет принципиальных замечаний. С учетом характеристик напряжения и тока необходима доработка автоматики переключения на резервное питание из-за имеющихся недостатков.

Установка надежного питания

Установка надежного питания соответствует принципиальным требованиям относительно схемы пространственного и функционального разделения. Представленные балансы мощностей потребителей показывают, что дизель-генераторы практически без резерва по мощности. Распределение мощности для системы надежного питания не соответствуют требованиям правил КТА. Необходимо составить балансы мощности по КТА для всех рассматриваемых аварий.

Программа ступенчатого пуска и запуска дизель-генераторов, программа ступенчатого подключения потребителей не соответствуют требованиям.

Существенными недостатками являются:

- отсутствие срабатывания при пониженной частоте;
- низкое значение установок пониженного напряжения;
- запуск дизель-генераторов для обеспечения электропитанием системы аварийного охлаждения зоны осуществляется также и в том случае, когда есть напряжение собственных нужд.
- невозможно автоматическое обратное бесперебойное переключение надежного питания после полного обесточивания при восстановлении нормального питания от блочных секций.

Степень избыточности бесперебойного надежного питания является достаточной, однако, надежность не соответствует требованиям.

Существенными недостатками являются:

- ненадежность активных переключающих и резервирующих устройств (тиристорный выключатель);
- ненадежность обратимых двигателей-генераторов (ОДГ);
- выпрямители и инверторы функционально не разделены;
- отсутствует двойное питание шин или потребителей постоянно-го тока;
- емкость аккумуляторных батарей мала.

По КТА необходимо повысить продолжительность разрядки до 2-3 часов вместо 30 минут.

Пространственное разделение.

Главное оборудование установки собственных нужд нормальной эксплуатацией разделено от оборудования установки надежного питания и находится в отдельных помещениях. Распределительные устройства надежного питания пространственно разделены по каналам. Однако на боковых трассах и в кабельном полуэтаже под БЩУ пространственное разделение не соблюдается.

Защита от перенапряжения.

По сравнению с современным уровнем техники грозозащитные и заземляющие устройства выполнены со значительными отступлениями от национальных и международных норм (например ДИН, ИЕС). Однако благодаря широкому применению релейной техники, которая довольно нечувствительна к перенапряжениям, мероприятия по доведению до соответствующих требований необходимы в ограниченном объеме.

Выводы

Основная концепция электропитания считается пригодной.

Необходимыми являются следующие изменения:

- улучшение непрерывного электроснабжения;
- повышение мощности аккумуляторных батарей;
- расчет и оценка баланса мощности надежного питания, и в случае необходимости, повышение мощности дизель-генераторов;
- применение электрических устройств измерения, управления, регулирования и контроля с улучшенными техническими свойствами;
- приведение схем электропитания в соответствии с современными требованиями к электрическому оборудованию.

6.3 Система КИП и автоматики

Управляющая система безопасности выполняет следующие задачи при нарушении нормальной эксплуатации и авариях:

- контроль за состоянием реактора, ограничение его мощности и его останов;
- управление технологическими системами безопасности.

При достижении уставок срабатывания управляющая система безопасности автоматически приводит в действие защиты. Управляющая система безопасности выполнена многоканальной с пространственным разделением.

Управляющая система безопасности для приведения в действие техническую систему аварийного охлаждения активной зоны и отвода остаточного тепла (САОЗ/СП) выполнена в трех независимых системах. Кроме того, каждая система управляющей системы безопасности имеют два параллельных канала. Система защиты реактора (СУЗ) выполнена по принципу двух независимых каналов, находящихся в активном состоянии (для приведения в действие защиты формируется сигнал на обесточивание).

Концепция управляющей системы безопасности в большей мере приемлема. Однако, существенным недостатком является двухканальность системы защиты реактора (СУЗ). Это приводит к отказу защиты при единичном отказе во время ремонта элементов этой системы. Кроме того не выполняются следующие требования правил и норм:

Отсутствуют следующие критерии срабатывания защиты реактора:

- высокая активность в трубопроводе свежего пара;
- низкий коэффициент запаса до кризиса кипения;
- высокое давление в первом контуре;
- высокий уровень воды в компенсаторе объема;
- для разнообразия критериев, характеризующих обесточивание необходимы дополнительный критерий "низкая частота на шинах надежного питания";
- отсутствуют разнотипные средства АСУ ТП

Имеется дефицит в автоматических блокировках и защитах, например:

- отсутствует быстрый останов энергоблока при предельных параметрах второго контура,
- обеспечение достаточной остаточной реактивности при пуске и эксплуатации;
- отсутствует устройство измерения уровня воды в корпусе реактора;

Не гарантируется невмешательство оператора в действия защит и блокировок в течение 10 минут с момента начала аварии.

Нет однозначной информации о повреждении оборудования.

Недостаточно информации о аварийных ситуациях.

Опробование и автоматический непрерывный контроль функционирования защит и блокировок выполнен не во всех необходимых случаях.

В отдельных случаях дублирующие друг друга устройства собраны вместе на пожароопасном участке.

Вследствие неудачного расположения некоторых помещений с управляющей техникой, возможны повреждения этой техники при течах на трубопроводах питательной воды или свежего пара.

Блочный щит управления не отвечает современному требованию эргономики.

Примененные приборы, аппаратура морально и физически устарели.

Примененные в управляющей системе безопасности приборы не отвечают современным требованиям по качеству для применения на АЭС и требуют дополнительных затрат на техобслуживание.

Отсутствует анализ пригодности технических средств.

Для получения лицензии на пуск энергоблока требуется замена всей управляющей техники.

6.4 Эргономика

Эргономика щитов управления может значительно влиять на процессы управления блоков в режимах нормальной эксплуатации и аварийных режимах.

Согласно КТА 3904 рабочие места, средства труда, рабочие процессы и условия окружающей среды должны быть оформлены так, чтобы создавать предпосылки для оптимального безопасного поведения оперативного персонала. Необходимо оптимальное решение вопроса взаимодействия системы "человек-машина".

Существенное влияние на взаимодействие системы "человек-машина" в части БЩУ и РЩУ имеют:

- Оформление помещения щитов управления.
- Оформление пультов и панелей.
- Оформление надписей.
- Благоприятное решение по освещению.
- Благоприятные решения по аварийной и предупредительной системе сигнализации.
- Оптимальное представление количественной информации.
- Оптимальное решение элементов и органов управления.
- Оптимальное условие окружающей среды.
- Наличие вспомогательных устройств для диагностики аварий.
- Наличие инструкций и других вспомогательных письменных материалов.
- Наличие возможности для подготовки и тренировки обслуживающего персонала.

В специальном отчете проводится детальный анализ и оценка вышеуказанных проблем. Предлагаются рекомендации по более благоприятному эргономическому оформлению. Для этого имеется в распоряжении многочисленные правила, нормы и соответствующая научная литература (например от (1) до (3)).

В заключении необходимо отметить, что система "человек-машина" на БЩУ показывает многочисленные недостатки со стороны эргономики и требует нового оформления. Только таким образом можно создать предпосылки для оптимального поведения оператора.

В разделе 6.3 предусматривается замена управляющей техники. Это включает и новое оформление щитов управления с учетом требований эргономики, при этом существующие недостатки на 5 блоке будут устранены.

Литература по 6 разделу

- (1) КТА 3904: БЩУ, РЩУ и местные щиты управления на АЭС
- (2) КТА 3501: Аварийная защита реактора и устройства контроля систем обеспечения безопасности
- (3) КТА 1201: Требования к эксплуатационной инструкции

7 Внешние и внутренние воздействия. Строительная техника. Радиационная защита.

7.1 Внешние и внутренние воздействия

При проектировании для блока 5 учитывалась возможность возникновения исходных событий аварий вследствие внешних и внутренних воздействий. Проект систем безопасности выполнен с учетом трехкратного резервирования (3 x 100%). При этом за основу бралась возможность отказа одного из независимых каналов вследствие исходного события с одновременным независимым отказом второго канала системы (например, пожар).

Предпосылкой эффективности этой концепции является надежная защита соответствующих систем от отказа по общей причине. Для этого при проектировании предусматривалось:

- полное разделение строительной части независимых каналов систем безопасности;
- наличие РЩУ;
- установлены допустимые сроки ремонтов каналов, которые внесены в Инструкции по эксплуатации "Пределы и условия безопасной эксплуатации".

Требование об обеспечении независимости каналов при проектировании и сооружении установки было, однако, реализовано не полностью.

7.1.1 Критерии оценки

Критериями оценки служат действующие в ФРГ законы, правила и нормы. При этом проверяется, в какой степени проектные характеристики АЭС Грайфсвальд, блок 5, соответствуют основным регламентирующим требованиям, нормам и правилам ФРГ.

Для оценки внешних и внутренних воздействий определяющее значение имеют следующие нормы и правила.

Критерии безопасности АЭС (критерии 2.6 и 2.7).

Нормы RSK для водоводяных реакторов под давлением (в частности, разделы 11,12,18,19).

Нормы КТА, например, КТА 2101 "Пожарная безопасность на АЭС", КТА 2202 "Пути эвакуации на АЭС", КТА 2207 "Защита АЭС при наводнении", КТА 2201 "Расчет АЭС на сейсмические воздействия".

7.2.2 Внутренние воздействия на АЭС

7.1.2.1 Пожар

Противопожарная защита строительных сооружений.

В реакторном здании и в здании аварийного электроснабжения

для важных с точки зрения безопасности систем и компонентов проектом предусмотрено разделение строительных сооружений, обладающих категорией огнестойкости F 90 (90 минут). Такое разделение, однако, во многих местах не соблюдается, в первую очередь, в реакторном здании. В данном случае, в определенных зонах кабельные разводки двух или трех независимых, важных с точки зрения безопасности систем, объединяются вместе, что противоречит требованиям норм КТА 2101.1. Так, например, в разделе 3 выдвигается требование: "Для независимых сооружений систем безопасности следует обеспечить, чтобы возникший пожар ограничивался одной независимой системой". Благодаря частично выполненному впоследствии покрытию изоляционным материалом, была предпринята попытка защитить кабель, по крайней мере, на некоторое время от воздействия пожара. В каждом конкретном случае следует проверить, в какой степени предусмотренные противопожарные меры обеспечивают достаточную функциональную работоспособность кабелей, и какие дополнительные мероприятия следует, в случае необходимости, провести (например, поперечные связи, покрытия, создание противопожарных установок). При достаточной функциональной работоспособности независимых с точки зрения безопасности кабелей можно рассматривать требование КТА как выполненное.

Следует проверить по месту соответствует ли проложенный кабель в полной мере проектным требованиям, предъявляемым к ним, а также современным критериям оценки. Кабельные коммуникации, не соответствующие современным требованиям, должны быть реконструированы, (например, применение поперечных связей, покрытий, противопожарных установок).

Качество изготовления кабельных проходок и противопожарных дверей также не отвечает всем требованиям. Для них также требуется проведение конструктивной доработки и дополнительных мероприятий.

В вентиляционных установках противопожарные защитные клапаны установлены не во всех местах, где это требуется по нормам ФРГ. Концепция противопожарной защиты базируется на отключении в случае пожара вентиляционных установок. Однако одной этой меры недостаточно для исключения распространения пожара или дымовых газов по вентиляционной системе в определенных зонах. В нормах КТА 2101.1, раздел 4.4 выдвигается требование о том, чтобы при появлении пожара в одной из независимых систем не возникало нарушение работоспособности другой независимой системы через вентиляционные установки. Требуется установка противопожарных защитных клапанов в зонах, в которых необходимо обеспечение разделения систем безопасности, включая лестничные клетки (обеспечение путей эвакуации).

В целях обеспечения противопожарной безопасности целесообразно рассматривать вопрос о разделении связей БЩУ и РЩУ с реакторной установкой и системами безопасности.

Все машинное отделение для восьми блоков АЭС представляет собой пожароопасный участок. Ввиду имеющегося здесь оборудования большой категорией пожарной нагрузки в зоне турбины (например, главный масляный бак 5 6 куб.м масла на блок, напорный масляный

бак; изоляция кабеля) и источников воспламенения, не следует исключать возможности возникновения большого по площади пожара. Ввиду того, что в машинном отделении находятся некоторые системы безопасности (например, системы аварийной питательной воды и аварийного водоснабжения), большой по площади пожар может привести к отказу одновременно нескольких систем, не отделенных друг от друга в противопожарном отношении, что находится в противоречии с требованиями нормы КТА 2101.1.

Для достижения целей обеспечения безопасности согласно нормам и правилам ФРГ необходимо, по крайней мере, создание физической защиты для отдельных компонентов независимых систем безопасности и оборудования. В целях обеспечения противопожарной безопасности эффективнее было бы вывести независимые системы безопасности и оборудование из машинного отделения в отдельное здание, разделив их с точки зрения обеспечения противопожарной безопасности.

Кроме того общепромышленные строительные нормы ФРГ требуют надежного противопожарного разделения смежных зданий и сооружений, чтобы исключить распространение больших по площади пожаров.

Следует отметить, что на АЭС в некоторых случаях имеются отступления от общепромышленных строительных норм ФРГ. И особенно это относится к путям эвакуации (например, свободный проход, секционирование с точки зрения строительства лестничных пространств, свободные от пожарной нагрузки переходы), к длине путей эвакуации (в некоторых помещениях аппаратного здания и в машинном отделении) и к допустимым размерам пожароопасных участков (в машинном отделении). В данном случае требуется проведение анализа по месту.

Установка противопожарной защиты.

Независимые зоны безопасности АЭС контролируются автоматическими противопожарными сигнальными установками (машинное отделение только частично). В пределах помещения установлена современная противопожарная сигнальная установка с сигнализацией по адресам и с компьютерной обработкой сигналов. Дополнительно контролируется зона ГЦНов с помощью установки дистанционного наблюдения. Сигнализация о пожаре подается одновременно на БЩУ и к пожарной команде АЭС.

Ввиду того, что противопожарная сигнализация установки состоит из различных взаимно не всегда увязанных систем, то требуется проверить надежность работы этой установки и, при необходимости, усовершенствовать ее.

Кроме зоны ГЦНов, во всех остальных зонах с высокими категориями пожарной нагрузки установлены или предусмотрены установки пожаротушения водой. Ввод в эксплуатацию установок пожаротушения водой осуществляется вручную, кроме зон напорных маслоседел и трансформаторов блока. Поскольку проект установок пожаротушения не отвечает требованиям норм и правил ФРГ, и надежность ручного включения установки недостаточная, требуется проверить концепцию, и, в случае необходимости, усовершенствовать конструкции водяных установок пожаротушения водой.

В зоне ГЦНов, где негерметичность масляной системы обусловлена конструкцией, установлены газовые установки пожаротушения. В соответствии с существующим уровнем знаний эти установки непригодны для пожаротушения при воспламенении масла. Здесь требуются быстродействующие стационарные устройства пожаротушения, работающие на другом принципе.

Характеристики насосов для тушения водой (напор 0,95–0,98 МПа, расход максимально 510 куб.м/ч) являются достаточной. Насосы возможно переключать как на систему аварийного электропитания, так и на сеть соседнего блока. Дополнительное увеличение производительности систем возможно за счет подключения мощностей автоцистерны пожаротушения АЭС.

Снабжение водой для пожаротушения блоков 5 и 6 осуществляется по общему кольцевому проводу от сети пожаротушения водой блоков 1–4, сети водоснабжения и дополнительной насосной станции подводящего канала и, следовательно, может считаться сравнительно надежным.

При тушении пожара должно быть обеспечено, чтобы на независимые системы, находящиеся за пределами пространства возникновения пожара, не воздействовала вода для тушения пожара. Для кабельных каналов предусмотрены мероприятия для сбора и отвода воды от места тушения пожара. Следует провести анализ, выполняется ли вышеуказанное требование.

Организационные противопожарные мероприятия.

В концепции тушения пожара на АЭС основной упор делается на пожарную команду АЭС и ее быстрые действия.

Заключительная оценка и рекомендации.

1. Слабые места в части пожарной безопасности для реакторного здания, в основном, заключаются в объединении кабелей различных независимых систем безопасности. Три системы безопасности должны быть отдельными с точки зрения пожаробезопасности.

2. Качество исполнения кабельных проходок, дополнительного кабельного покрытия и противопожарных дверей, частично, является неудовлетворительным. С точки зрения правил ФРГ требуется проведение мероприятий по их доработке.

3. В вентиляционных установках противопожарные клапаны имеются не во всех местах, где это требуется по правилам ФРГ. Требуется проведение реконструкции в зонах с необходимым разделением систем безопасности, включая лестничные клетки.

4. Ввиду того, что противопожарная сигнальная установка состоит из различных, не всегда взаимно согласованных систем, необходимо выполнить проверку надежности указанной установки.

5. В зоне ГЦНов маслосистемы негерметичны. Использованные здесь газовые установки для тушения не пригодны для использования

в качестве установок для защиты помещений. Здесь необходимо использовать более эффективные установки, работающие по другому принципу.

6. Учитывая наличие в машинном отделении пожарных нагрузок и источников воспламенения, нельзя исключить возможности возникновения пожара на большой площади. Пожарную безопасность независимых систем можно было бы обеспечить за счет их выноса в отдельное здание.

7. Исходя из требований общепромышленных строительных норм ФРГ к строительным сооружениям в машинном отделении следует, кроме того, предусмотреть мероприятия, не допускающие возникновения и распространения больших по площади пожаров, в том числе препятствующие переносу пожара на смежные здания и сооружения. Провести и в других местах анализ, в том числе наличия безопасных путей эвакуации.

8. В целях обеспечения противопожарной безопасности целесообразно рассмотреть вопрос о разделении связей БЩУ и РЩУ с реакторной установкой и системами безопасности (гл. 7, 1.2.1).

7.1.2.2 Затопление

Гидротехнические сооружения технической воды группы А.

Гидротехнические сооружения энергоблоков 5 и 6, соответственно, привязаны к трем независимым системам техводоснабжения. Относящиеся к одной из независимых систем два насосных агрегата установлены в отдельных камерах береговой насосной станции. Эти насосные камеры не имеют сверху перекрытия, а трубопроводы со стороны напора при проходе через стенку камер не имеют уплотнений.

Разуплотнение напорного трубопровода, например, в результате коррозии или эрозии, приводит к повышению уровня воды выше отм. +3,85 и затоплению камер и оборудования всех каналов техводы группы А. Следует провести строительные мероприятия, надежно препятствующие затоплению насосных камер.

Кроме того, следует установить надежное устройство распознавания течи в камерах для насосов и трубных каналах и включить (например сигнализацию уровня воды в камерах) в Инструкцию "Предельные значения и условия надежной эксплуатации" пределы безопасной эксплуатации по уровню воды в помещениях здания насосной.

Машинное отделение

В машинном отделении на уровне примерно 1 м выше самой нижней отметки (-4,5 м) находятся приводы арматуры напорных трубопроводов аварийной питательной воды. Один аварийный питательный насос и пять главных насосов подачи питательной воды находятся на отметке -2,1 м. Два других насоса аварийной питательной воды находится на отметке 0,00 м (уровень территории).

Разуплотнение одного из главных трубопроводов охлаждающей

воды, например, вследствие падения груза, без своевременного отключения насоса ведет в зоне блоков 5 и 6, разделенной перегородками, к затоплению арматуры и насосов на отметке $-2,1$ м. При этом предполагается, что кирпичные перегородки удерживают напор накопившейся воды.

Размещение и установку компонентов системы аварийной питательной воды следует производить таким образом, чтобы иметь возможность не допустить затопления и соблюсти основные требования пространственного разделения независимых канальных систем, либо предусмотреть другие компенсирующие мероприятия. Разуплотнение трубопроводов охлаждающей воды в машинном отделении только через нескольких часов ведет к опасности, в связи с чем имеется достаточно времени для оценки обстановки и проведения встречных мероприятий.

Реакторное отделение

В трех пространственно разделенных помещениях на самой нижней отметке ($-3,6$ м) установлено оборудование 3-х каналов независимых систем аварийного охлаждения высокого давления, аварийного охлаждения низкого давления и спринклерной системы. Имеющиеся в этих помещениях трапы оборудованы запорными устройствами (трапными вентилями).

При разуплотнении системы техводы группы А или емкости аварийного запаса бора в одном из помещений необходимо предотвратить затопление других помещений систем безопасности. Разделительные перегородки помещений и установленные в них закладные детали проходок должны выдерживать нагрузку накопившейся при затоплении воды. Кроме того следует предотвратить перелив воды через систему спецканализации в соседние помещения. Для этого необходимо доказать пригодность установленных трапных вентиляй. При нормальном режиме работы трапные вентили должны находиться в закрытом положении. Для исключения недопустимых последствий вследствие отказа или неправильного обслуживания системы заполнения емкостей запаса раствора бора системы аварийного охлаждения, арматура, установленная в независимых коммуникациях при нормальном режиме работы, должна находиться в закрытом положении.

Для снижения частоты возникновения событий, связанных с затоплением, следует установить качественное и надежное устройство обнаружения течи, которое давало бы сменному персоналу возможность предпринять своевременные эффективные действия.

На самом нижнем уровне реакторного здания находятся оба насосных агрегата охлаждающего контура бассейна выдержки. Отказ трубопровода охлаждающей воды группы А может привести к затоплению насосных агрегатов и полному выходу из строя системы охлаждения бассейна выдержки. Потеря обеих независимых систем охлаждения бассейна выдержки может привести к недопустимому возрастанию температуры в бассейне. Затопления насосных агрегатов необходимо предотвратить.

Течи холодной воды в боксе парогенераторов (течи горячих сред рассматриваются в разделе 5.1) приводят к накоплению воды в

зоне ниже уровня парогенераторов, ГЦНов и насосов. Поскольку бокс парогенераторов располагает большой вместимостью при затоплении, то течь холодной воды не приведет к выходу из строя предохранительных устройств.

В связи с пространственным разделением помещений дизель-генераторов не следует ожидать при течах охлаждающей воды недопустимых последствий.

Заключительная оценка и рекомендации.

1. В целях недопущения затопления вследствие значительных течей главной и аварийных систем техводоснабжения необходимы подтверждения пространственного разделения или мероприятия, повышающие надежность пространственного разделения помещений систем безопасности. Внешние поперечные соединения по системам спецканализации или по коммуникациям системы заполнения должны быть зафиксированы при нормальном режиме работы в закрытом положении. Это относится к следующим зонам здания, имеющим, с точки зрения безопасности, важные устройства:

Гидротехнические сооружения системы техводы группы А, насосные агрегаты системы техводы группы А.

Машинное отделение: аварийные питательные насосы и главные питательные насосы.

Реакторное отделение: система аварийного охлаждения высокого и низкого давления и спринклерная система.

Реакторное отделение: система охлаждения бассейна выдержки.

2. Для снижения вероятности возникновения недопустимых событий, связанных с затоплением, необходимы мероприятия для надежного обнаружения течи и исключения неправильного обслуживания.

7.1.2.3 Прочие внутренние воздействия на АЭС

Прочие внутренние воздействия в машинном зале, такие как воздействия от летящих обломков, вызванные отказом турбины, и ударная волна от разрушения емкостей, работающих под давлением при проектировании блока 5 не учитывались. Для оценки возможных последствий и проведения необходимых мероприятий по усовершенствованию в настоящее время достаточной документации не имеется.

При выводе систем безопасности из машинного зала в отдельное здание влияние внутренних воздействий приобретает второстепенное значение. В результате придется учитывать, в основном, только влияние внутренних воздействий на устройства, расположенные в реакторном отделении.

7.1.3 Внешние воздействия

АЭС не рассчитана на такие внешние воздействия как падение самолета, землетрясение и ударные волны от взрыва. В настоящее время не представляется возможным определить степень воздействия при наводнении. Не имеется также данных вероятности возникновения наводнений.

При оценке защитных мероприятий от внешних воздействий необходимо делать принципиальное различие между событиями

- которые следует рассматривать в качестве проектного события, т.е. землетрясение, наводнение, ветер, снег и т.п.
- и такими, для которых следует провести мероприятия по минимизации остаточного риска (падение самолета, внешние ударные волны в связи с химическими взрывами, внешние воздействия вредных веществ).

Проектные исходные события следует учитывать в любом случае при проектировании и принимать защитные меры. Нагрузки от воздействия ветра и снега, в общем, учтены в нормах и правилах ФРГ. В рамках анализа строительных конструкций определяются максимально возможные нагрузки. При этом анализируется также степень защиты от землетрясения (см. пункт 7.2). При расчетах защиты от наводнения следует соблюдать требования нормы КТА 2207 ("Защита АЭС от наводнения"). С учетом расположения реакторного здания и машинного отделения не возникает опасности от наводнения. В отношении опасности от наводнения для водозаборных сооружений и насосной станции выводы можно будет сделать только после получения информации о частоте наводнений. В случае необходимости для этих сооружений потребуется провести специальные защитные мероприятия.

События, связанные с падением самолета, внешней ударной волной, вызванной химическим взрывом, и с внешними воздействиями вредных веществ, не являются проектными событиями в смысле разд. 28, пункт 3 "Постановления о радиационной защите". Мероприятия защиты против этих событий направлены на снижение риска до минимума и, тем самым, на обеспечение защиты в целом. Эти мероприятия принимаются в соответствии с критериями безопасности для АЭС, требованиями RSK и нормами по защите АЭС от ударных волн, вызванных химическими взрывами. С учетом ситуации, сложившейся на данной площадке, и использованием вероятностной оценки следовало бы проверить, требуется ли вообще учитывать, и какие конкретные значения этих воздействий подлежат учету.

7.2 Техника строительства

В настоящем отчете изучался вопрос о соответствии зданий и сооружений, важных для безопасности АЭС современным нормам и правилам с целью возможности получения разрешения на эксплуатацию АЭС.

Статика строительных конструкций.

В рамках исследований рассматривались реакторное отделение с вытяжным вентиляционным центром и вентиляционной трубой, машинное отделение, этажерка электроустройств, спецкорпус с хранилищами радиоактивных отходов и эстакадами, резервные дизельные электростанции, сооружения надежного техводоснабжения. Особое внимание уделялось реакторному отделению, рассматривались основные несущие конструкции и воздействия, которые они испытывают.

По большинству зданий, включая реакторное отделение, детальные данные находились в Советском Союзе. По проектам, которые выполнялись вне ГДР, передавались только рабочие чертежи на строительство, статические расчеты конструкций не передавались и поэтому их проверка в ГДР не производилась.

Реакторное отделение состоит из герметичной и негерметичной частей. Негерметичная часть выполнена из обычных монолитных железобетонных конструкций. Стены герметичной части, находящейся в аварийной ситуации под давлением выполнены из секционных стальных конструкций заводского изготовления, где внешние металлические листы толщиной 6 мм выполняют роль листовой арматуры и опалубки при бетонировании, а с внутренней стороны помещений выполняют функции герметичной облицовки. Листы ячеек на монтаже свариваются между собой с проверкой швов на плотность, полость между листами заполняется бетоном. В особо напряженных угловых зонах конструкции дополнительно армируются обычной круглой арматурой. В отдельных местах лист выполняет роль только герметизирующей облицовки, где армирование осуществляется как в обычном железобетоне. Каркас здания выше отметки пола выполнен из сборного железобетона.

Метод строительства из стальных ячеек был разработан в ГДР под эгидой Академии строительства. Результаты разработок, включая требования по ведению строительства были переданы Советскому Союзу и использованы после некоторой модификации при реализации строительства.

Оценка расчета строительных конструкций главного корпуса была затруднена из-за отсутствия полных данных по нагрузкам, включая нагрузки от оборудования и комбинации нагрузок. Для проведения оценочных расчетов были ориентировочно определены нагрузки от собственных весов и нагрузки, создаваемые оборудованием.

Наклон корпуса реактора.

Для определения наклона корпуса реактора были проведены расчеты осадок здания с учетом сроков и порядка ведения строительных работ. По имеющимся на настоящее время прогнозам [1] ожидаемая негоризонтальность плоскости разъема корпуса реактора с учетом существующего положения здания, составит от 1,3 до 1,4 мм. Негоризонтальность $\geq 1,5$ мм рассматривается как маловероятная. Расчеты показали, что фундаментная плита в зоне температурного шва по оси 22 испытывает повышенные усилия, но это не скажется на общей устойчивости здания. Однако, могут возникнуть проблемы, связанные с герметичностью строительной конструкции.

Нагрузки, вызванные потерей теплоносителя.

Нагрузки, вызванные потерей теплоносителя были определены, исходя из наиболее неблагоприятного случая, связанного с разрывом главного циркуляционного трубопровода Ду 500. При проектировании строительных конструкций учитывалось максимальное внутреннее избыточное давление в 0,15 МПа при температуре 127 град С. Анализы несущей способности конструкций герметичной части реакторного отделения были проведены по упрощенным расчетным схемам, что с большой долей вероятности позволяет утверждать об их способности выдержать вышеуказанные нагрузки.

Внешние воздействия

На нагрузки, вызванные землетрясением, падением самолета и воздействием внешней воздушной ударной волны от взрыва, строительные конструкции не проектировались. Согласно заключению по сейсмической опасности для Померании констатируется, что статические воздействия интенсивности IV балла по 12-балльной шкале MSK-64 до сих пор не превышались. Максимально ожидаемое ускорение при сейсмическом воздействии составляет $A_h = 0,20$ м/сек за сек, что соответствует интенсивности в V баллов. Следовательно, в месте расположения АЭС Грайфсвальд интенсивность сейсмического воздействия настолько незначительна, что нет необходимости в проведении специальных расчетов на сейсмостойкость.

Расчет новых установок или оценку существующих сооружений следует производить, исходя из критерия минимального уровня воздействия согласно КТА 22011 В соответствии КТА 22011 независимо от ожидаемого максимального ускорения в месте расположения АЭС следует принимать равным $A_h = 0,5$ м/сек за сек. Как показывают проведенные расчеты, при таком уровне сейсмического воздействия не ожидается глобальный отказ всей структуры главного корпуса. Частично потребуются мероприятия по модернизации строительных конструкций, которые можно будет реализовать. Ускорения от сейсмических воздействий, например, на отм. +14,5 в реакторном отделении составляют примерно +4,5 м/сек при частоте 1-4 Гц.

Строительные конструкции не выдерживают нагрузку от удара падающего самолета, ударную волну от взрыва воспринимают лишь частично. Мероприятия по обеспечению восприятия вышеуказанных нагрузок нереализуемы.

Взрыв турбины

Вследствие расположения турбин в машинном отделении параллельно реакторному отделению в случае взрыва турбины имеется опасность попадания летящих предметов в реакторное здание, которую можно снизить за счет проведения защитных мероприятий в строительных конструкциях.

Заключение

Все здания, кроме реакторного отделения, представляют собой обычные промышленные сооружения, и соответственно этому выполнен их расчет.

Внешние воздействия от падения самолета и ударной волны вследствие взрыва не учитываются.

С точки зрения строительной части разрешение на эксплуатацию в соответствии с действующими нормами возможно. Предпосылкой для этого во всяком случае является, новый индивидуальный подход для случая о необходимости учета падения самолета и ударной волны от взрыва.

7.3 Радиационная защита АЭС

7.3.1 Воздействия на внешнюю среду в условиях нормальной эксплуатации АЭС

Потенциальные дозы облучения населения от выхода радиоактивных веществ с воздухом и сточной водой в процессе эксплуатации блока 5 в соответствии с предписанием были определены, исходя из предпосылки, что от этого блока отдается 1/8 часть установленной ежегодной максимально допустимой величины радиоактивности для места расположения АЭС. Определенные путем измерений дозы облучения в целом показывают, что предельные значения доз согласно разделу 45 "Постановления о защите от радиационного облучения" при выходе радиоактивных веществ из блока 5 АЭС "Грайфсвальд" не будут превышены. Эксплуатация других блоков АЭС требует дальнейшего изучения вопроса выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

7.3.2 Радиологическая защита на рабочих местах

На блоке 5 АЭС Грайфсвальд с учетом использования материалов с незначительным содержанием кобальта следует ожидать лишь небольшого накопления гамма-источников. При подготовке к плановым ревизиям оборудования эксплуатирующей организацией разработаны дополнительные способы дезактивации, которые уже использованы на блоках 1-4. Учитывая эти условия, для блоков 1-4, находящихся более длительное время в эксплуатации, со средними коллективными дозами примерно в 2-3 man/sv в год на блок были получены относительно неплохие значения облучения.

Дальнейшие исследования по блоку 5 показывают, однако, что дополнительные мероприятия по дальнейшему сокращению дозы облучения персонала на блоке 5 возможны. В этом есть также и необходимость, поскольку при проектировании установки аспекты радиологической защиты рабочих мест учитывались недостаточно, а существующие в различных зонах установки по сравнению с блоками 1-4 существенно менее благоприятные условия для технического обслуживания и ремонта ухудшают предпосылки радиологической защиты рабочих мест. Отсюда следует вывод о том, что при сопоставимых по объему работах по техническому обслуживанию и ремонту оборудования в блоке 5 можно ожидать увеличения дозы облучения персонала по сравнению с дозами облучения на более старых установках. В качестве причины следует, в частности, назвать ухудшение возможности обслуживания оборудования и систем, увеличение количества систем в боксе парогенератора и связанных с этим проблем доступа персонала к оборудованию, а также в смысле радиационной защиты

невозможность рационального использования грузоподъемных механизмов. Такие условия, в свою очередь, связаны с уменьшением расстояний до источников излучения и с увеличением времени пребывания при выполнении работ в зоне строгого режима, особенно в герметичной зоне. В блоке 5 не используются возможности блоков 1-4 по снижению дозы облучения. Внедрение этих мероприятий в блоке 5 рассматривается как необходимое.

В целом оказалось, что радиационная защита персонала на установке не соответствует действительному положению дел на практике на атомных станциях Федеративной Республики Германии и в целом ряде пунктов для выполнения требования "Постановления по радиационной защите" в смысле директивы IWRS с целью максимального снижения доз требуется проведение дополнительных мероприятий.

При выполнении анализа был определен целый ряд специальных проблемных пунктов радиологической защиты рабочих мест. В целях устранения этих недостатков следует считать необходимым выполнение следующих мероприятий:

1. Переработка прежнего "Положения о радиационной защите на АЭС" с целью выполнения требований "Постановления о радиационной защите", специальных правил и директив, изменение организации и задач по радиационной защите с учетом обеспечения соответствующего качества с целью устранения имеющихся в настоящее время недостатков организационного характера.

2. Внедрение современной системы контроля, позволяющей непосредственно считывать информацию о дозе облучения эксплуатационного персонала. Система должна дать возможность контролировать не только дозу, но также и предупреждать о величине дозы, контролировать доступ и производить электронный анализ и обработку данных. Улучшение контроля радиационной защиты в помещениях и зонах, в которых работает персонал.

3. Снижение дозы облучения за счет повышения уровня механизации и использования техники дистанционного управления, в частности, на работах по всему первому контуру, включая корпус реактора, компенсатор давления, парогенераторы и бокс парогенераторов. В этих рамках должны быть также реализованы уже разработанные эксплуатационным персоналом детальные мероприятия по снижению дозы облучения.

4. Строительные изменения такие как перенос лестницы от площадки шлюза (помещение G202A) в зону с низкой локальной мощностью дозы облучения с целью улучшения защиты персонала от излучения и модернизация шлюзов.

5. Внедрение средств защиты органов дыхания высокого качества.

Литература по 7 разделу.

/1/ Заключение проф. Нендуа, Земельная лаборатория, г. Эссен.

/2/ Заключение проф. Шнайдера, Штутгартский Университет.

8 Анализ опыта эксплуатации

8.1 Проведенные работы

При изучении инженерно-технической концепции и технических способов обеспечения безопасности в проекте пятого блока была проведена также оценка накопленного опыта эксплуатации. Целью этой оценки было установить:

- частоту и вид происшедших событий;
- протекание этих событий;
- частоту отказов компонентов и систем.

Выявить:

- недостатки проекта при взаимодействии систем;
- недостатки в проектах систем и компонентов;
- недостатки в надежности компонентов при нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальных условий эксплуатации;
- недостатки руководства эксплуатацией.

Извещение о чрезвычайных событиях (ЧС) и их учет на 5 блоке производились в соответствии с руководящим указанием 1/88 Государственного комитета по ядерной и радиационной безопасности (SAAS), касающиеся требующих оповещения событий. Оповещение SAAS, требовалось начиная с выдачи разрешения на пуск 30.12.88 г. Затем были также собраны и проанализированы события, не требующие оповещения SAAS, которые обозначены в настоящей работе как незапланированные события (НС).

Сообщения о незапланированных событиях составлялось на основе рабочего указания по сбору и обработке незапланированных событий во время пуска блока 5 (Приложение 8 к Программе пуска Норд III/IV 10.11.88).

Анализ основан на 365 событиях, о которых было сообщено до 30.09.90 г. при этом 164 события были ниже границы оповещения SAAS, 189 событий (ЧС-3) имели незначительное и 12 (ЧС-2) большое влияние на безопасность.

О событиях высшей категории опасности (ЧС-1) не сообщалось.

Во время проведенной части пуско-наладочных работ реактор находился 2693 часа (112 дней) в критическом состоянии с мощностью вплоть до 55%, причем в течение 66 дней блок был включен в сеть.

В качестве существенного воздействия на установку было 20 срабатываний аварийной защиты. Кроме того, имели место три случая подачи холодной воды в первый контур с значительным расходом и три случая с незначительными расходами. По второму контуру через патрубки аварийной питательной воды в два ПГ до 4-х раз подавалась холодная вода, а в другие два ПГ - два раза. Это происходило из-за ложных срабатываний системы.

При анализе событий они были разделены на классы с целью систематизации.

События, касающиеся технологических систем, были разделены на нарушения в системе управления и защиты реактора, нарушения в первом контуре, отказы и нарушения в системах аварийного охлаждения активной зоны, отказы в системе питательной воды, течи в первом и втором контуре и нарушения в системах поддержания давления в компенсаторе давления и парогенераторах. События, относящиеся к системам электроснабжения, КИП и автоматики, подразделены на нарушения в аварийных дизель-генераторах, отказы в системе электроснабжения ответственных потребителей и отказы в управляющей технике. События, связанные с недостаточной организацией работ поделены на нарушения инструкций "Пределов и условий безопасной эксплуатации" и нарушения из-за недостаточности имеющейся документации по оборудованию и системам.

Не вошедшие в эту классификацию события, влияющие на безопасность, относились в специальную группу.

Возникающие события также подразделялись на нарушения, типичные для периода пуска, и связанные со слабыми местами оборудования и систем блока N 5.

Для установленных при анализе отдельных событий слабых мест (см. отдельный отчет) были сформулированы наиболее существенные требования по компенсирующим мероприятиям, реализация которых необходима для получения разрешения на эксплуатацию.

8.2 Необходимые компенсирующие мероприятия.

8.2.1 Технологическое оборудование и системы.

1. Разработка и применение подходящего способа проверки материалов для гарантии качества использованных технологических компонентов.

2. Доказательство того, что второй контур достаточно защищен от попадания морской воды (прежде всего в технологических конденсаторах).

3. Повышение надежности и в случае необходимости замена всех компонентов системы сброса свежего пара в атмосферу (БРУ-А) и системы сброса пара в конденсаторы турбин (БРУ-К) предохранительных клапанов ПГ, а также наиболее важных арматур на питательной воде и конденсаторе.

4. Проверка всей системы азота с точки зрения исключения попадания воды в систему и при необходимости внесения изменений.

5. Блокировка управления краном, чтобы избежать столкновений с окружающими предметами при ошибочном направлении движения.

6. Изготовление и установка такой разрывной мембраны в барботере, которая разрывалась бы только при достижении давления

срабатывания.

7. Монтаж в дизельной системе пускового воздуха с устройством осушения воздуха или дренирования емкостей со сжатым воздухом и трубопроводов; изготовление емкостей и трубопроводов из коррозионностойкой стали.

8. Обеспечение более легкого действия приводных рычагов в системе инъекции аварийных дизелей.

9. Основательная ревизия ГЦН и их маслосистемы для устранения течей масла.

10. Проверка шпилек ГЦН при замене уплотнения (исследование материала), а также подсоединении к подшипникам и дросселей; в случае необходимости замена на новую конструкцию.

8.2.2 Системы КИП, защиты и автоматики (АСУ ТП).

Переработать концепцию системы и смонтировать опробованную (устойчивую к отказам) технику, при этом улучшить также способность к проверке и автоматический контроль за отказами. Учитывать концепцию единичного отказа. Концепция АСУ ТП должна охватывать измерительную технику, регуляторы и контуры управления, блокировки и защитные устройства, а также концепцию регистрации событий и оповещения.

В частности должны быть выполнены:

1. Проверка сигналов срабатываний аварийной защиты на полноту.
2. Монтаж устойчивой к отказам измерительной техники.
3. Автоматическое сравнение между собой измеряемых величин многоканальных измерений и автоматическая сигнализация при недопустимых отклонениях, предотвращение различных значений сигналов на БЩУ и в цепях блокировок.
4. Улучшение сигнализации на БЩУ при аварийных режимах и при неправильном положении арматур в системах безопасности (контроль за состоянием готовности).
5. Замена всех реле в важных для безопасности схемах на современную технику.
6. Доказательство надежности электрических контактных соединений, например, для приводов СУЗ.
7. Улучшение надежности вычислительного комплекса для протоколирования существенных параметров в ходе аварии или замена предусмотренной ЭВМ.
8. Проверка концепции электропитания связанных с безопасностью измерений и блокировок, включая их электрические щиты, на

основе анализа возможных отказов, чтобы отказ на выполнение защитных действий или срабатывание не нарушал предусмотренных проектом защитные действия и чтобы избежать ложных срабатываний, например, путем уменьшения связей между системами безопасности.

9. Реализация автоматизированных схем проверки.

10. Запрещение блокирования автоматов-предохранителей во время проверок; изменение концепции таким образом, чтобы проведение проверки было возможно без изменения кабельных цепей.

11. Замена ручного ввода блокировки защиты "Срабатывание стопорного клапана последнего ТГ" на автоматическую.

12. Улучшение схем управления приводами арматуры.

13. Введение функционально-группового управления для нормальных технологических процессов, чтобы избежать ошибочных действий (например, обеспечение питательной водой, подача конденсата, ГЦН).

14. Переработка схемы управления дизель-генераторами, чтобы во всех рабочих состояниях (а также при неправильном обслуживании) предотвратить повреждения из-за перегрузки.

15. Автоматизация системы измерения нейтронного потока, чтобы избежать ошибок при эксплуатации.

16. Внесение корректировок предельных величин для измерения мощности реактора в инструкцию по эксплуатации.

17. Создание системы управления вентиляции БЩУ, чтобы единственный отказ не приводил к длительному нарушению работоспособности системы (улучшение сигнализации, контролирующей состояние системы вентиляции).

18. Надежный контроль рабочего состояния ГЦН по подходящему критерию, например, числу оборотов.

19. Создание надежных средств измерения уровней воды в системах важных для безопасности, например, в компенсаторе давления, парогенераторах, гидроемкостях СА03.

20. Автоматический контроль уровня воды приемков в реакторном здании с сигнализацией на БЩУ (установка предупредительной сигнализации).

21. Внедрение системы диагностики течей.

22. Улучшение качества измерения концентрации борной кислоты.

8.2.3 Электроснабжение собственных нужд.

1. Системы собственных нужд и электрических защитных устройств должны быть модернизированы таким образом, чтобы

короткое замыкание на землю и перегрузка в трансформаторах, распределительных устройствах, распределительных сетях и у потребителей определялись и надежно отключались.

2. Расчеты максимального и минимального токов короткого замыкания и минимальных напряжений для всех потребителей должны быть представлены в таком виде, чтобы пользователь мог их повторить.

3. Двойное питание с диодной развязкой по постоянному току для важных с точки зрения безопасности потребителей, монтаж двух батарей на канал.

4. Доказательство достаточной надежности устройств бесперебойного электроснабжения, разделение функций зарядки батарей и обеспечения снабжения главных распределительных устройств надежного питания.

5. Доказательство надежности работы распределительных устройств важных для безопасности потребителей для всех уровней напряжений или замены распределительных устройств.

6. Выполнить дополнительную проверку проложенных кабелей сети собственных нужд.

8.2.4 Строительная часть

1. Выявление пожароопасных мест на отметке +14,7 м и в случае их наличия, устранение.

2. Доказательство, и в случае необходимости, обеспечение достаточности разделения блоков 5 и 6, чтобы избежать недопустимого взаимного влияния (например, через прямки и общий спецкорпус).

3. Доказательство надежного разделения переливов прямков здания и прямков протечек.

8.2.5 Организация эксплуатации, эксплуатационные инструкции и порядок обеспечения качества

1. Приведение документации в соответствие фактическому состоянию установки.

2. Создание надежной центральной службы для внесения изменений в документацию блока.

3. Переработка эксплуатационных руководств, чтобы они соответствовали требованиям, предъявляемым в ФРГ.

4. Доказательство достаточной квалификации персонала.

5. Улучшение процедуры выдачи заданий и создания условий на выполнение работ для лучшей координации работ между персоналом смены и подразделениями радиационной защиты, пожарным надзором,

ремонтниками и другими подразделениями.

6. Однозначное разделение компетенции между персоналом, сдающим блок, и персоналом АЭС.

7. Разработка регламента проведения ревизии, чтобы гарантировать ядерную безопасность.

8. Разработка технологических карт с заданными положениями арматур и выключателей для различных рабочих состояний и, в случае необходимости, создание дополнительных технических условий для выполнения работ.

9. Улучшение обеспечения качества на всех этапах от изготовления оборудования до монтажа. Доказательство достаточности функций и требуемого качества для всего важного для безопасности оборудования и КИП.

10. Проверка концепции проведения пуско-наладочных работ до начала загрузки ядерного топлива, надежное удаление "временок", использованных при ПНР.

11. Выполнение дополнительных анализов с целью оптимизации работы системы регулирования по питательной воде ПГ, успешное завершение опробования систем питательной воды перед повторным пуском реактора.

12. Регулярная проверка измерительных точек через достаточно короткие промежутки времени, а также дополнительный периодический контроль приемка трапных воды при обходе.

13. Запрет на перемещения крана при работе на мощности над важными для безопасности компонентами установки, если не возможны другие защитные меры.

14. Переработка рабочих указаний для лабораторий (инструкций по проведению анализов, организационных указаний).

8.3 Итоговое заключение

Некоторые недостатки оборудования 1-4 блоков были также обнаружены при вводе в эксплуатацию блока 5. Дополнительные проблемы для 5-го блока, которые на блоках 1-4 не были известны, возникли с силовыми выключателями.

Повреждения оборудования, помимо недостатков вызванных изготовлением были связаны также с продолжительным временем строительства и пуско-наладки. Устранение этих недостатков за счет дополнительных мероприятий на испытания и обслуживание представляется малоуспешным. Кроме того, возникает опасность, что такая практика отрицательно скажется на оборудовании, находящемся в эксплуатации. Это подтверждает событие 21.04.90, когда вследствие ведения работ по очистке контактов в релейных панелях прошел сигнал на стопорные клапаны, и они ложно закрылись.

В итоге опыт эксплуатации 5 блока указывает на недостатки проекта и недостатки в изготовлении оборудования и систем.

Однако опыт эксплуатации показал, что принципиально неустраняемых недостатков оборудования нет; чтобы устранить недостатки оборудования требуется выполнить мероприятия перечисленные в настоящем отчете.

9 Заключение

По поручению Федерального министра по вопросам защиты окружающей среды, охраны природы и реакторной безопасности были проведены исследования состояния безопасности для блока 5 АЭС "Грайфсвальд". При этом была оценена проектная безопасность блока и обсужден опыт, полученный при его пуске. Было проверено насколько удовлетворяются действующие в Германии нормы и правила. Если нормативная документация не удовлетворялась, то исследовалось:

- возникает ли в результате этого дефицит безопасности;
- какие мероприятия возможны для компенсации или устранения этого дефицита.

Физические и теплофизические характеристики усовершенствованной серии реакторов ВВЭР-440 проект В-213 в значительной степени аналогичны характеристикам реакторов старой серии ВВЭР-440 проект В-230. При этом реакторы ВВЭР-440, независимо от проектных решений, обладают такими важными для безопасности свойствами, которые в сравнении с современными реакторами с водой под давлением следует оценить как положительные:

- низкая плотность мощности в активной зоне;
- большой объем теплоносителя в первом контуре и по второму контуру в парогенераторах;
- возможность отключения отдельных петель.

По сравнению с блоками 1-4 (В-230) блок 5 (В-213) АЭС "Графсвальд" имеет существенно улучшенные системы безопасности. Они имеют увеличенную производительность и большей частью выполнены с резервированием 3х100%. Системы безопасности в большей степени отделены от систем нормальной эксплуатации.

Блок N 5, как и другие установки серии В-213, обладает системами аварийного охлаждения, рассчитанными на полный спектр возможных аварий с потерей теплоносителя вплоть до двухстороннего обрыва главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ).

АЭС проекта В-213 имеют систему герметичных помещений с установкой для конденсации пара в воде. Эта система также спроектирована на двухсторонний обрыв ГЦТ.

С другой стороны, недостатки, на которые указывалось для блоков проекта В-230, не устранены также на блоке 5. Это касается в первую очередь следующего:

- тесное размещение всех трубопроводов острого пара и питательной воды на отметке +14,7 машинного зала;
- прямое охлаждение теплообменников системы аварийного расхолаживания и других важных для безопасности потребителей морской водой;
- недостаточные меры защиты против пожаров;
- не учитывались нагрузки от внешних воздействий, таких как падение самолета и волны давления при взрыве;
- неблагоприятное расположение турбоагрегатов по отношению к

зданию реактора (возможны вторичные повреждения при разрушении турбин).

В большинстве рассмотренных случаев предложены мероприятия по их устранению. В отдельных случаях требуются дальнейшие исследования, прежде чем решить какие компенсирующие меры необходимы и возможны. Однако, можно предположить, что и после выполнения мероприятий по повышению безопасности останутся отклонения от немецких требований и норм по безопасности.

Установка не обладает системой локализации в смысле действующих критериев безопасности (BMI-Kriterien), так как имеющиеся герметичные помещения не окружены внешней оболочкой. Поэтому отсутствует возможность для полноценного и контролируемого отвода протечек. Несмотря на отклонения от действующих норм, предпринятые до сих пор оценки радиологических последствий от проектных аварий показывают, что значения, требуемые при авариях в соответствии с п. 28, разделом 3 "Предписаний по радиационной защите", могут быть соблюдены.

Нагрузки от падения самолета не могут быть восприняты строительными конструкциями, т.к. полноценная их защита строительными методами вряд ли реализуема. По действующим нормам падение самолета не является проектной аварией. Желательно проверить, обеспечивает ли расположение блока 5 выполнение установленных в Руководящих указаниях Комиссии по безопасности реакторов требований по минимизации риска и, если это не так, возможно ли путем административных мер уменьшить риск в достаточной степени.

При анализе компонент под давлением не были обнаружены принципиальные недостатки, которые нельзя было бы устранить. Для окончательной оценки компонент необходимо дополнительно проверить документацию по обеспечению качества, находящуюся у изготовителя.

Несмотря на то, что эффективность системы аварийного охлаждения была проанализирована только по результатам расчета аварийных ситуаций, она по инженерно-технической оценке достаточно надежна.

Эффективность герметичных помещений с барботажно-вакуумной системой была проверена расчетным путем. Используемые в расчетах модели для процесса снижения давления должны быть проверены экспериментально.

Все компенсирующие мероприятия, вытекающие из выполненных к настоящему времени исследований, а также требуемые для дальнейших проверок материалы и анализы, представлены в Приложении 3.

Важнейшими компенсирующими мероприятиями являются:

- замена КИП и автоматики, обновление щитов (БЩУ, РЩУ);
- улучшение системы электроснабжения собственных нужд (распреустройства, бесперебойное электроснабжение и т.д.);
- сооружение здания, противостоящего внешним воздействиям с независимыми аварийными самообеспечивающими системами для чрезвычайных событий, включающих систему аварийной подпит-

- ки парогенераторов, дополнительную систему борного впрыска для остановки реактора по другому функциональному принципу, системы защиты реактора и аварийного щита управления;
- создание 3-х канального промконтура для ответственных потребителей, важных для безопасности;
 - защита трубопроводов и оборудования свежего пара и питательной воды на отметке + 14,7 машзала от распространяющихся воздействий (защита от зависимых отказов, пожара, разрушения турбины);
 - повышение надежности работы паросбросных устройств, предохраняющих от повышения давления в первом и втором контурах;
 - перетрассировка малых трубопроводов в системе герметичных помещений (бокс парогенераторов).

При планировании и подготовке отдельных мероприятий следует детально проверить не нанесет ли данное мероприятие ущерба для безопасности всей установки.

По мнению специалистов, выполнявших анализ безопасности, если предложенные в отчете важнейшие компенсирующие мероприятия будут реализованы, то по состоянию на сегодняшний день нет принципиальных технических препятствий для принятия разрешения на пуск и эксплуатацию энергоблока 5 АЭС Грайфсвальд.

Для окончательного заключения требуются дальнейшие анализы и доказательства. Это касается особенно исследований материалов и анализов проектных аварий.

Для дальнейшего рассмотрения состояния блока выполненные работы должны быть дополнены подробными анализами безопасности, в которых употребляются вероятностные методы. Для этих работ должен быть привлечен не только опыт пуска пятого блока АЭС "Грайфсвальд", но и данные других блоков этой серии. При проведении исследований необходимо также количественно проверить достаточную надежность систем с точки зрения безопасности (вероятностный анализ по безопасности).

10 Замечания и предложения Минатомэнергопрома СССР по настоящему анализу безопасности

10.1 Введение

Настоящее заключение составлено применительно к условиям энергоблоков 5-8 АЭС Грайфсвальд, которые сооружались по индивидуальному проекту. Выводы и предложения, содержащиеся в данном заключении не распространяются на энергоблоки унифицированной серии АЭС с реакторной установкой В-213.

В разработке настоящего заключения принимали участие организации Минатомэнергопрома СССР, в том числе:

- Институт атомной энергии им. И.В.Курчатова (научный руководитель);
- ОКБ "Гидропресс" (главный конструктор реакторной установки);
- институт "Атомэнергопроект" (проектировщик 5-ого блока АЭС Грайфсвальд).

Заключение составлено в виде отдельных разделов, отражающих точки зрения научного руководителя, главного конструктора и генерального проектировщика АЭС Грайфсвальд по вопросам, относящимся к их компетенции, и обобщенных совместными выводами относительно рассматриваемого документа.

Со стороны Научного руководителя, Главного конструктора и Генерального проектировщика по основному тексту описательной части "Оценки безопасности атомной электростанции Грайфсвальд..." замечаний нет.

В настоящем Заключении содержатся также предложения ИАЭ им. И.В.Курчатова "Возможности проведения анализа безопасности реактора ВВЭР на основе расчетно-экспериментальных исследований поведения ТВЭЛов при авариях", вытекающие из рассмотрения вопросов, содержащихся в материалах ФРГ по оценке безопасности АЭС Грайфсвальд, блок 5 (ВВЭР-440/В-213), направленных в Минатомэнергопром СССР 17.01.91 г. с письмом г. Д-ра Хойзера.

10.2 Замечания и предложения главного конструктора и научного руководителя по приложению А.3

10.2.1 Позиция по мерам усовершенствования

По пункту А.3.1.1

1. Материал корпуса обеспечивает проектный ресурс эксплуатации при условии подогрева воды в гидроемкостях и баках СА03 до температуры равной 55 градусов Цельсия. Для уменьшения потока нейтронов на корпус возможны пути:

- установка кассет-экранов;
- реализация активной зоны с малой утечкой (с проведением дополнительных расчетов).

2. Необходима реализация системы ALUS фирмы "Сименс" или вновь разрабатываемой в СССР (в 1993 г.).

5. Нижний сварной шов недоступен для контроля; верхний шов может быть проконтролирован при условии срезки защитной выгородки с последующим восстановлением.

Считаем, что необходимости такого контроля нет, т.к. ресурс работы коллекторов, включая сварное соединение, подтвержден проектными расчетами прочности и положительным опытом эксплуатации. В стадии изготовления сварные швы коллектора прошли 100 процентов объема контроля неразрушающими методами. Кроме того, верхний шов косвенно контролируется при эксплуатации.

6. Ограничения устраняются при проведении монтажно-наладочных работ на блоках по технологии, разрабатываемой по месту с привлечением представителей Главного конструктора реактора и завода-изготовителя.

7. Возможна частичная замена трубопроводов разводки питательной воды внутри ПГ в доступных местах смонтированных ПГ на нержавеющие вставки в местах потенциального износа. Проект замены имеется.

По пункту А.3.1.2

27. В настоящее время в СССР разработаны мероприятия и проводятся работы по замене существующей выемной части ГЦН на выемную часть новой разработки с водяным охлаждением и водяной смазкой радиально-осевого подшипника и картерной смазкой маслом подшипников электродвигателя.

По пункту А.3.1.4

1. Согласны с введением АЗ по предложенным параметрам с учетом следующего:

- аппаратное обеспечение защиты по DNB осуществляется немецкой стороной;
- защиту по уровню в КО целесообразно реализовать в сочетании

нии с давлением 1 контура.

2. По мнению Советской стороны сигнал "Высокий уровень в КД" в сочетании с низким давлением в КД, о котором идет речь в п.1 "Заключения" учитывает предложение немецкой стороны по настоящему пункту.

5. На энергоблоках с РУ В-213 планируется замена системы АКНП-2 на АКНП-7, в которой требования по автоматизации измерения нейтронного потока реализованы (за исключением автоматического изменения уставки "100 процентов допустимой").

6. Введение АЗ-1 по снижению уровня на 400 мм в одном ПГ считается не целесообразным. Достаточность запаса воды в ПГ при реализованной логике "2 из 6" подтверждена расчетным обоснованием, при этом логика "2 из 6" характеризует действительно аварийную ситуацию, в то время как сигнал "-400 мм в одном ПГ" может появиться вследствие неисправности регулятора уровня данного ПГ или схемы формирования сигнала.

8.1. Предлагается введение сигнала АЗ-1 по повышению активности пара 2 контура, который будет действовать в том числе и при разрыве теплообменной трубки ПГ (п.1 подраздела А.3.1.4.)

9. Более раннее вмешательство оператора необходимо не только в случае разрыва трубки ПГ, а при любых течах 1 контура во 2 контур в ПГ, а также при некоторых других аварийных ситуациях, перечень которых должен быть дополнительно согласован.

23. В настоящее время в СССР разрабатываются аварийные уровнемеры для установки на действующих реакторах без реконструкции реактора.

10.2.2 Оценка анализов и доказательств

По пункту А.3.2.1

2. Запрашиваемые данные могут быть получены немецкой стороной у заводов-изготовителей реактора и парогенератора через Зарубежатомэнергострой.

4. Имеется анализ по нагрузкам на патрубки корпуса при наклонах до примерно 4 мм с учетом нагрузки при выполнении выравнивания корпуса.

3. Базисный контроль материалов корпуса реактора и патрубка Ду250 предусмотрен проектной документацией в период пуско-наладочных работ.

13. Испытания по исследованию "холодных языков" проводились, кроме АЭС "Ловииза", также на Кольской АЭС с реактором В-213. По нашему мнению, имеющихся результатов достаточно и испытаний на АЭС "Норд" не требуется.

По пункту А.3.2.2

3. Перфорация на кассетах введена сверху и внизу (вне пучка твэл) с целью разгрузки кассет от перепадов давления в аварийных режимах с разрывами 1 контура и не влияет на поперечный теплообмен внутри кассет между топливными стержнями. Поэтому коэффициенты неравномерности (K_q , K_{dh}) принимаются одинаковыми независимо от наличия перфорации на кассетах.

4. Требуются детальные данные о точности используемых корреляций отношения DNB (см. приложение А 4.1).

6. Проектным расчетным обоснованием при постулированных проектных допущениях подтверждается приемлемость параметров СА03, показана неразрушаемость зоны. Требуются дополнительные разъяснения по поставленному вопросу.

7. Предельные уровни активности теплоносителя 1 контура по советским нормам приведены в Каталоге описания на комплекс кассет ВВЭР-440.

10. Расчет режима "Разрыв трубки ПГ" выполнен (без учета обесточивания) с рекомендациями персоналу по локализации аварии.

11. Разрыв коллектора 1 контура ПГ на момент разработки проекта являлась запроектной аварией. В соответствии с действующими на сегодняшний день нормативными документами этот режим должен рассматриваться наряду с другими запроектными авариями с целью определения спецмероприятий, как технических, так и организационных.

12, 13. Целесообразно проведение предложенных исследований, однако советская сторона в настоящее время не имеет трехмерных программ для расчета динамических процессов реакторной установки.

14. В части варьирования места расположения и размера течей свежего пара в проекте выполнены следующие расчеты:

- разрыв коллектора ПГ в пределах гермозоны;
- разрыв коллектора ПГ за пределами гермозоны;
- разрыв главного парового коллектора;
- открытие с последующим незакрытием ПК ПГ или БРУ-А.

В указанных расчетах определена температура входа в реактор и подтверждена эффективность принятых защит и блокировок.

6., 9., 14. и 18

В 1990 г. в рамках корректировки технического обоснования безопасности АЭС с В-213 выполнено расчетное обоснование в объеме требований советской нормативной документации (ТС Т0Б РУ и ТС Т0Б АЭС).

Предлагается провести совместный семинар по обсуждению вопросов, связанных с расчетным обоснованием аварийных режимов.

28. В СССР проведено обоснование надежной работы органов регу-

лирования при отклонении плоскости главного разъема корпуса реактора от горизонта до 4 мм.

По пункту А.3.2.4

1. В проекте предусмотрен диапазон уставки при разрыве ГПК 0,2 – 1,0 кгс/см²/с.

Уточненные расчеты показывают целесообразность установления значения уставки в районе 0,4–0,5 кгс/см²/с. Дополнительных исследований не требуется.

10.2.3 Оценка документации

По пункту А.3.3.1

1., 3., 4. Информация может быть представлена на совместно обсужденных и согласованных условиях.

Специалисты ГРС предложили провести трехсторонний семинар (ФРГ, Франция, СССР) в рамках п.2 Протокола по проблеме обоснования ресурса оборудования АЭС ВВЭР-440 (В-213) с обсуждением следующих вопросов.

- перечень и характеристики нагрузок для расчетов прочности, нормативные подходы для обоснования прочности, учет данных, полученных в процессе эксплуатации;
- подходы и анализ усталости, включая методы расчета напряженного состояния;
- методы контроля оборудования в процессе эксплуатации, включая контроль остаточного ресурса;
- вопросы обоснования сейсмостойкости.

2. Советские специалисты могут выполнить такой объем.

5, 6. Запрашиваемая информация может быть выдана заводом-изготовителем с участием Главного конструктора.

9. Имеется возможность контроля всех трубок ПГ изнутри со стороны 1 контура с применением установок вихретокового контроля (система Интерконтроль).

В СССР в настоящее время эта установка находится в стадии освоения применительно к ПГВ-1000 и может быть применима к ПГВ-440/В-213.

10.3 Замечания и предложения Генерального проектировщика по приложению А.3

10.3.1 Мнение по мерам усовершенствования

По пункту А.3.1.1

8. Проектная документация по установке ловушек выдана Заказчику для реализации.

По пункту А.3.1.2

1. Предлагаемые решения по созданию новой системы впрыска бора, по нашему мнению, имеют ряд существенных недостатков.

Имеются сомнения, что построенная на активных принципах система сможет обеспечить равноценные с механической СУЗ характеристики по эффективности и быстрдействию при преодолении аварии.

Автономность данной активной системы потребует введения, по крайней мере, резервированных систем надежного питания и управления.

Возможны проблемы, связанные с размещением системы, защиты ее от внешних воздействий и воздействий при авариях и пожаре.

Учитывая изложенные факторы, в нашей стране ведутся проработки построенной на пассивных принципах системы быстрого ввода бора с целью преодоления аварии АТWS.

10. В аварийных режимах разуплотнение трубки теплообмена парогенератора безопасная эксплуатация обеспечивается выполнением персоналом требований регламента, разработанного для указанного случая с учетом не полного закрытия ГЗЗ. При течах трубок парогенератора или разуплотнении крышки коллектора необходимо предусмотреть организационно-технические мероприятия, предотвращающие открытие паросбросных устройств дефектного парогенератора.

14. Для преодоления аварии с разуплотнением теплообменника автономного контура ГЦН необходимо предусмотреть на трубопроводах промконтура ГЦН разрывную мембрану (или предохранительный клапан), а также по повышению активности в промконтуре ГЦН реализовать автоматическое закрытие арматур, отсекающих теплообменник автономного контура от 1-ого контура и локализирующих арматур промконтура ГЦН. Аналогичные мероприятия выполнить и для промконтура СУЗ.

20. Возможность обеспечения надежным питанием пуско-остановочного насоса может быть определена по результатам анализа загрузки существующих дизель-генераторов (см. также заключение по пп. 9, 10 Раздела А.3.1.3.).

22. Выполненные институтом "Атомэнергопроект" анализы показывают, что обеспечение разделения паропроводов и трубопроводов питательной воды, с точки зрения их взаимного влияния при существующей компоновке и при невосприятии аварийных нагрузок строительной конструкции, не представляется возможным.

Таким образом, необходимо ускорить разработку принципа "течь перед разрывом" и внедрить современные системы диагностики состояния металла трубопроводов и оборудования.

27. В настоящее время в СССР разработаны мероприятия и проводятся работы по замене существующей выемной части ГЦН на выемную часть новой разработки с водяным охлаждением и водяной смазкой радиально-осевого подшипника и картерной смазкой маслом подшипников электродвигателя.

смазкой радиально-осевого подшипника и картерной смазкой маслом подшипников электродвигателя.

29. Проектом предусмотрена возможность открытия оператором отсечных арматур на системах нормальной эксплуатации после автоматического снятия запрета на открытия этих арматур по снижению избыточного давления в боксе до 0 кгс/см².

По пункту А.3.1.3 (Электротехника).

9, 10. В аварийных режимах, связанных с обесточиванием блока, безопасная эксплуатация блока обеспечивается трехканальными системами безопасности, запитанными от систем надежного питания. В то же время для повышения надежности электропитания механизмов нормальной эксплуатации, обеспечивающих сохранность основного оборудования (в том числе и оборудования, указанного в п. 9, 10) и повышения устойчивости работы АЭС целесообразно оснастить блоками дополнительными источниками резервного электроснабжения.

По пункту А.3.1.4 (Техника управления).

9. (В части систем безопасности). Для предотвращения ошибочных действий оператора в аварийных режимах проектом предусмотрены введение запрета на отключение аварийных механизмов, который снимается по технологическим параметрам, характеризующим безопасное состояние реакторной установки.

При аварии большой течи из первого контура контура во второй организационно-техническими мерами (см. заключение по п. 12 Раздела А.3.1.2.) не предусматривается введение временных запретов на вмешательство оператора по управлению аварийными механизмами.

17. В СССР предусмотрена проектом и реализована предлагаемая выше схема управления приводами арматур (муфта момента).

30, 31. Данные проблемы в ходе наладки обсуждались, были даны предложения по устранению этих недостатков совместно намечены мероприятия по их реализации (установка сигнализаторов уровня с выводом сигнала на БЩУ).

По пункту А 3.1.3 (Электротехника) и по пункту .А.3.1.4 (Техника управления):

Обе стороны констатируют, что замена техники управления, усовершенствование электроснабжения и выполнение системно-технических мер требуют дальнейшего сотрудничества. Такое сотрудничество является целесообразным, особенно для сочетания техники управления с техническими системами, установки оборудования с учетом влияния на конструкцию постройки и приведением в соответствие алгоритмов режима работы автоматики (регулировки).

По пункту А.3.1.5

3. В соответствии с заключением Заказчика сейсмичность площадки составляет 4 балла по шкале М К-64, что не требует дополнительных мероприятий.

4, 8. Выполненные институтом "Атомэнергопроект" анализы показывают, что обеспечить разделение трубопроводов и оборудования с точки зрения их взаимного влияния при существующей компоновке на отм. 14,7м и защиту от аварийных нагрузок строительными конструкциями не представляется возможным. Следовательно, необходимо ускорить разработку принципа "течь перед разрывом" и внедрить современные системы диагностики состояния металла трубопроводов и оборудования.

10.3.2 Оценка анализов и доказательств.

По пункту А.3.2.3 (Электротехника).

4, 5 Расчеты производились. По результатам совместно с Заказчиком намечены мероприятия для реализации: изменение уставок, установка дополнительных автоматов, перекладка (прокладка) дополнительных кабелей.

10.4 Общие соображения и выводы.

Позиция специалистов ФРГ в основных подходах совпадает с точкой зрения советских специалистов в выборе важнейших компенсирующих мероприятий для энергоблоков АЭС Грайфсвальд.

По ряду вопросов, содержащихся в материалах Общества по реакторной безопасности (ГРС) требуется дополнительные пояснения и обсуждение на предстоящих встречах, что позволит достичь необходимого взаимопонимания (указанные вопросы особо отмечены в соответствующих разделах настоящего заключения).

- Кроме того, советские специалисты информируют, что для отечественных энергоблоков типа В-213 прорабатываются следующие дополнительные технические решения:

- Пассивная система предотвращения образования взрывоопасной концентрации водорода в герметичных помещениях.

- Замена существующей выемной части ГЦН на выемную часть новой разработки с водяным охлаждением и водяной смазкой радиально-осевого подшипника и картерной смазкой маслом подшипников электродвигателя.

- Пассивная система отвода остаточных тепловыделений реактора при полной потере источников электроснабжения, включая потерю надежного питания.

- Пассивная система сброса давления и очистки аварийных выбросов из герметичного объема.

- Перевод маслоснабжения турбогенераторов на негорючее масло (ОМТИ).

Приложение А.1

Атомные станции с реакторами типа ВВЭР-440/В-213,

Место расположения	Страна	Блок АЭС	Ввод в эксплуатацию 1)	Прим.
1	2	3	4	5
Кольский п-ов	СССР	3	3.1981	
		4	10.1984	
Ровно	СССР	1	12.1980	
		2	12.1981	
Грайфсвальд	ФРГ	5	03.1989	2)
		6	в стадии стр-ва с 1980 г.	3)
		7	в стадии стр-ва с 1981 г.	3)
		8	- " - " -	3)
Жарновец	Польша	1	в стадии стр-ва с 1982 г.	4)
		2	- " - " -	4)
		3	в стадии стр-ва с 1988 г.	4)
		4	- " - " -	4)
Богунце	ЧСФР	3	08.1984	
		4	08.1985	
Дукованы	ЧСФР	1	02.1985	
		2	01.1986	
		3	11.1986	
		4	06.1987	
Моховце	ЧСФР	1	в стадии стр-ва с 1983 г.	
		2	в стадии стр-ва с 1983 г.	
		3	в стадии стр-ва с 1984 г.	
		4	- " - " -	
Пакш	Венгрия	1	12.1982	
		2	09.1984	
		3	09.1986	
		4	08.1987	
Хурагуа	Куба	1	в стадии стр-ва, пуск запланирован в 1993г.	5)
		2	в стадии стр-ва, пуск запланирован в 1996г.	5)
Ловииза	Финляндия	1	02/1977	5)
		2	11/1980	5)

Примечания:

1. Первое подключение к сети
2. Ввод в эксплуатацию прерван в ноябре 1989 г.
3. Строительные работы в настоящее время приостановлены.
4. Строительные работы остановлены.
5. Модернизированные установки, которые имеют, например, контеймент.

Приложение А.2

Фирмы и учреждения, принимающие участие в анализе.

А.2.1 Германские фирмы и учреждения, принимавшие участие в анализе.

В исследованиях принимали участие следующие фирмы и учреждения с частичным участием на субподряде GRS:

Хоссер, Хас и партнеры

Инженерное общество по строительству и противопожарной защите с ограниченной ответственностью Брауншвайг;

Профессор, др.-инж. Йозеф Эйбл

Инженер-советник по строительству Карлсруэ;

Рейнско-Вестфальское объединение по техническому надзору, зарегистрированное объединение Эссен;

Государственный институт по контролю материалов (МРА) Университет Штутгарт
Штутгарт

Объединение по техническому надзору Байерн, зарегистрированное объединение, Мюнхен

Объединение по техническому надзору Северная Германия, зарегистрированное объединение, Гамбург

А.2.2 Советские фирмы и учреждения, принимавшие участие в анализе.

Институт атомной энергии им. И.В.Курчатова

Опытное конструкторское бюро "Гидропресс"

Всесоюзный государственный научно-исследовательский проектный, конструкторский и изыскательский институт "Атомэнергoproект"

Приложение А.3

Перечень мероприятий по усовершенствованию проектных решений, вытекающих из проведенных исследований, а также анализов материалов, необходимых для дальнейших исследований.

Настоящее приложение содержит перечень мероприятий по усовершенствованию проектных решений, анализов результатов для дальнейших исследований, а также недостающих материалов (документации), что является обобщающим выводом всех разделов данного отчета.

Одновременно в указанный перечень по отдельным пунктам включены комментарии, предложения и дополнения советской стороны (Раздел 10). Заключение Главного конструктора и Научного руководителя советской стороны (Раздел 10.2) обозначены символом SU-A, а заключения Генпроектировщика (Раздел 10.3) обозначены символом SU-B.

Пункты, в которых не содержится комментариев советских специалистов, отражают согласованное мнение сторон.

А.3.1 Мероприятия по усовершенствованию проектных решений.

А.3.1.1 Материалы.

1. Ограничить флюенс на стенке корпуса в конце срока службы реактора (см. раздел 4.2.2).

SU-A:

Материал корпуса обеспечивает проектный ресурс эксплуатации при условии подогрева воды в гидроемкостях и баках САОЗ до температуры 55 градусов Цельсия. Для уменьшения потока нейтронов на корпус возможны пути:

- установка кассет-экранов;
- реализация активной зоны с малой утечкой (с проведением дополнительных расчетов);

2. Для обнаружения течей на патрубках крышки реактора предусмотреть специальное устройства для контроля течи (см. раздел 4.2.2).

SU-A:

Необходима реализация системы ALUS фирмы "Сименс" или вновь разрабатываемой в СССР (в 1993 г.).

3. Для ГЦТ и подсоединительных трубопроводов компенсатора давления улучшить доступ для контроля в процессе эксплуатации (см. раздел 4.2.2).

4. Устранить непровары в корнях швов, например, на трубке впрыска и нагревательных элементах компенсатора давления, а также на вставках патрубков Ду500 ГЗЗ (см. раздел 4.2.2).

5. На коллекторах ПГ обеспечить возможность контроля поверх-

ности сварных швов со стороны второго контура (см.раздел 4.2.2).

SU-A

Нижний сварной шов недоступен для контроля, верхний шов может быть проконтролирован при условии срезки защитной выгородки с последующим восстановлением.

Считаем, что необходимости такого контроля нет, т.к. ресурс работы коллекторов, включая сварное соединение, подтвержден проектными расчетами прочности и положительным опытом эксплуатации. В стадии изготовления сварные швы коллектора прошли 100 процентов объема контроля неразрушающими методами. Кроме того, верхний шов косвенно контролируется при эксплуатации.

6. Устранить ограничения для проведения неразрушающего контроля металла, которые обусловлены геометрией или усилением сварного шва (см.раздел 4.2.2).

SU-A

Ограничения устраняются при проведении монтажно-наладочных работ на блоках по технологии, разрабатываемой по месту с привлечением представителей Главного конструктора реактора и завода-изготовителя.

7. Находящуюся под давлением часть системы питательной воды защитить от эрозии-коррозии посредством подходящей замены материала или нанесением покрытия (плакированием) (см.раздел 4.2.2).

SU-A

Возможна частичная замена трубопроводов разводки питательной воды внутри ПГ в доступных местах смонтированных ПГ на нержавеющие вставки в местах потенциального износа. Проект замены имеется.

8. За спецводоочисткой (СВ01 и СВ01а) установить ловители для смолы (см.раздел 4.2.2).

SU-B:

Проектная документация по установке ловушек выдана Заказчику для реализации.

9. Установить автоматизированную систему контроля за химией воды в первом и втором контурах (см.раздел 4.2.2).

10. Выполнить емкости и трубопроводы воздушной системы пуска дизелей из коррозионностойкой стали (см.раздел 8.2.1).

11. Разработать и применить подходящий метод проверки качества материалов установленного технологического оборудования (см.раздел 8.2.1).

А.3.1.2 Технологические системы

1. Создание резервной, быстродействующей системы впрыска бора для быстрой остановки реактора. (см.разделы 4.1.1, 6.1.3.10).

SU-B:

Предлагаемые решения по созданию новой системы впрыска бора, по нашему мнению, имеют ряд существенных недостатков.

Имеются сомнения, что построенная на активных принципах система сможет обеспечить равноценные с механической СУЗ характеристики по эффективности и быстродействию при преодолении аварии.

Автономность данной активной системы потребует введения, по крайней мере, резервированных систем надежного питания и управления.

Возможны проблемы, связанные с размещением системы, защиты ее от внешних воздействий и воздействий при авариях и пожаре.

Учитывая изложенные факторы, в нашей стране ведутся проработки построенной на пассивных принципах системы быстрого ввода бора с целью преодоления аварии ATWS.

2. Теплообменники системы аварийного расхолаживания и доохладители охлаждаются непосредственно морской водой (отсутствует барьер против радиоактивности, существует опасность загрязнения теплообменников при одновременном отводе тепла). Кроме того, охлаждение подшипников всех трех высоконапорных насосов СА03 производится одноканальным промконтуром. В принципе, возможно ручное переключение на промконтур ГЦН, однако, при аварии вряд ли выполнимо. Необходимо выполнить промконтур трехканальным (см.разделы 6.1.2.1, 6.1.2.2).

3. Подключение контура расхолаживания требует открытия двух последовательно стоящих запорных арматур. Чтобы гарантировать надежное открытие целесообразно к имеющимся добавить параллельную группу арматур. Следует создать систему контроля плотности указанных групп арматур (см.раздел 6.1.2.1).

4. Для повышения надежности функции подачи воды в реактор целесообразно проанализировать изменение схемы с учетом возможного отказа шаров и ложного закрытия запорной арматуры (см. раздел 6.1.2.1).

5. Для предотвращения опрессовки гидроемкостей требуется контролировать плотность обоих обратных клапанов на линии связи ГЕ с первым контуром (см.раздел 6.1.2.1).

6. Повысить надежность указателя положения запорного шара в гидроемкостях. В противном случае возникает опасность необнаруженного отключения ГЕ (см.раздел 6.1.2.1).

7. На каждой напорной линии насосов аварийного расхолаживания при срабатывании должна открыться арматура с электроприводом. Эти арматуры требуется заменить на обратные клапаны с контролем их плотности. На указанных трубопроводах установить нормально-открытую арматуру, которая используется при производстве ремонтных работ (см.раздел 6.1.2.1.).

8. В случае засорения одного из прямков один канал СА03 становится неработоспособным и вода должна поступать из двух других прямков. Целесообразно, объединить три прямка гермообъема (см.раздел 6.1.2.2).

9. Если для обеспечения безопасности от хрупкого разрушения потребуется подогрев борной кислоты в баке запаса (65 м куб.), то необходимо осуществить охлаждение воды высоконапорных насосов аварийного расхолаживания при работе их по линии рециркуляции посредством вновь создаваемого промконтра (см.раздел 6.1.2.2).

10. Для аварийных процессов с маленькими течами из 1-го контура во 2-й необходимо доказать, что установленные нормами радиационные пределы не превышаются. В случае необходимости, обеспечить более плотное закрытие ГЗЗ без ручных действий, а также надежность закрытия ГЗЗ при наличии полного перепада давления.

SU-B:

В аварийных режимах разуплотнения трубки теплообмена парогенератора безопасная эксплуатация обеспечивается выполнением персоналом требований регламента, разработанного для указанного случая с учетом неполного закрытия ГЗЗ (см.раздел 6.1.2.5.).

При течах трубок парогенератора или разуплотнения крышки коллектора необходимо предусмотреть организационно-технические мероприятия, предотвращающие открытие паробросных устройств дефектного парогенератора.

11. При течи трубок в ПГ или разуплотнения крышки коллектора и отказе ГЗЗ требуется с помощью организационно-технических действий предотвратить перепитку дефектного ПГ насосами аварийного расхолаживания высокого давления (см.раздел 6.1.2.6).

12. Установить дополнительный, отключаемый запорной арматурой, предохранительный клапан на КД. Давление срабатывания его должно быть ниже, чем давление срабатывания установленных по проекту предохранительных клапанов КД (см.раздел 6.1.2.4).

13. Изготовить и установить такую разрывную мембрану в барботере, которая гарантировано разрывалась бы только при достижении установленного давления (см.раздел 8.2.1).

14. Предохранительные клапаны на трубопроводах промконтуров ГЦН и СУЗ должны быть рассчитаны на течь, по крайней мере, одной трубки теплообменника (см.раздел 6.1.2.7).

SU-B

Для преодоления аварии с разуплотнением теплообменника автономного контура ГЦН необходимо предусмотреть на трубопроводах промконтра ГЦН разрывную мембрану (или предохранительный клапан), а также по повышению активности в промконтуре ГЦН реализовать автоматическое закрытие арматур, отсекающих теплообменник автономного контура от 1-ого контура и локализирующих арматур промконтра ГЦН. Аналогичные мероприятия выполнить и для промконтра СУЗ.

15. Управление предохранительными клапанами парогенераторов сделать резервированным При этом целесообразность установки 2-го управляющего клапана ПКПГ должна быть подтверждена вероятностными

анализами с учетом факторов как более надежного открытия, так и большей вероятностью "ложных" открытий с последующим незакрытием. (см.раздел 6.1.3.4).

16. Произвести установку дополнительного, предварительно срабатывающего, управляемого и оснащенного отсечной арматурой, предохранительного клапана ПГ, а также отсечной арматуры перед БРУ-А, причем проектная производительность по пару неотсекаемых ПК ПГ должна гарантировано оставаться (см.раздел 6.1.3.4).

17. Повышение надежности и, в случае необходимости, замена всех компонентов установок сброса свежего пара (БРУ-А и БРУ-К), а также арматуры в системах питательной воды и конденсата (см.раздел 8.2.1).

18. Необходимо установить независимую аварийную систему питательной воды ПГ. Эта система должна быть защищена от внутренних воздействий (затопление, пожар, последствия аварий турбины) и внешних влияний (см.раздел 6.1.3.6).

19. Существующую систему аварийной питательной воды подключить к деаэратам турбин (см.раздел 6.1.3.6).

20. Отсутствует автоматический запуск пуско-остановочного насоса при снижении уровня в ПГ и не предусмотрено подключение этого насоса к сети надежного питания. Требуется устранить этот недостаток в соответствии с новой концепцией системы аварийной питательной воды (см.раздел 6.1.3.2).

SU-B

Возможность обеспечения надежным питанием пуско-остановочного насоса может быть определена по результатам анализа загрузки существующих дизель-генераторов (см. также заключение по пп. 9, 10 раздела А.3.1.3.).

21. Предусмотреть дополнительные возможности для подачи аварийной питательной воды, например, подсоединительные патрубки для мероприятий по управлению запроектными авариями (см.раздел 6.1.3.6).

22. Необходимо разработать технические решения для предотвращения вторичных повреждений при течи трубопроводов и оборудования в области площадки на отм.14,7 м (см.разделы 6.1.3.7, 8.2.4).

SU-B:

Выполненные институтом "Атомэнергопроект" анализы показывают, что обеспечение разделения паропроводов и трубопроводов питательной воды, с точки зрения их взаимного влияния при существующей компоновке и при невосприятности аварийных нагрузок строительной конструкции, не представляется возможным.

Таким образом, необходимо ускорить разработку принципа "течь перед разрывом" и внедрить современные системы диагностики состояния металла трубопроводов и оборудования.

23. Необходимо выполнить дополнительные анализы с целью оптимизации работы системы регулирования питательной воды (см.раз-

дел 8.2.5).

24. На всасывающих трубопроводах питательной воды рядом с деаэратором установить запорную арматуру с электроприводом, имеющую указатель положения на БЩУ (см.раздел 6.1.3.7).

25. Предохранительные клапаны установки расхолаживания должны быть рассчитаны на истечение воды (см.раздел 6.1.3.1).

26. Требуется основательная ревизия ГЦН и их маслосистемы для устранения течей масла (см.раздел 8.2.1, 6.1.4).

27. На палубе ГЦН имеются течи масла. Установленные здесь галогенные огнетушители не подходят для защиты помещения от пожара. Требуется установка эффективных средств пожаротушения (см.раздел 7.1.2.1).

SU-A

В настоящее время в СССР разработаны мероприятия и проводятся работы по замене существующей выемной части ГЦН на выемную часть новой разработки с водяным охлаждением и водяной смазкой радиально-осевого подшипника и картерной смазкой маслом подшипников электродвигателя.

28. Трассировку трубопроводов меньше Ду 80 в системе герметичных помещений выполнить в соответствии с проектными требованиями обосновать и при необходимости выдать дополнительные проектные решения и реализовать их на АЭСМ (раздел 6.1.2.3).

29. Локализирующие арматуры должны после успешного срабатывания и обнаружения места течи иметь возможность открытия. Это касается, например, арматуры на трубопроводе впрыска в КД от системы нормальной подпитки, благодаря чему появляется дополнительная возможность подпитки в случае аварийного расхолаживания (см.раздел 6.1.2.3).

SU-B:

Проектом предусмотрена возможность открытия оператором отсечных арматур на системах нормальной эксплуатации после автоматического снятия запрета на открытие этих арматур по снижению избыточного давления в боксе до 0 кгс/см².

30. Увеличение в два раза пропускной способности обратных клапанов сбрасывающих воздух в воздушные ловушки конденсатора-барботера (см.раздел 5.2.7).

31. Предотвращение зависимых повреждений под воздействием нагрузок от струй, летящих предметов, реактивных сил, термических нагрузок и влажности в конденсаторе-барботере (см.раздел 5.2.7).

32. Создание системы контроля плотности и удаления протечек на всех проходках и известных местах течей (см.раздел 5.2.7).

33. Дополнительные работы по уплотнению шлюзов (см.раздел 5.2.7).

34. Строительные изменения – перенесение лестницы от площадки шлюза (помещение С202А) в место с меньшей дозой облучения с целью улучшения защиты персонала от излучения и модернизация конструкции шлюзов (см. раздел 7.3.1).

35. Проверка системы снабжения азотом с точки зрения исключения попадания воды в систему, и, при необходимости, внесение изменений в эту систему (см.раздел 8.2.1).

36. В вентиляционных установках заслонки для защиты от пожара предусмотрены не во всех местах, где это необходимо по правилам ФРГ. Требуется дополнительно реализовать разделительные мероприятия в помещениях систем безопасности и в лестничных клетях (см.раздел 7.1.2.1).

А.3.1.3 Электротехника

1. Усовершенствовать систему электроснабжения потребителей собственных нужд со стороны внешней электросети (гл. 6.2).

2. С учетом характеристик напряжения и тока доработать автоматику переключения на резервное питание из-за имеющихся недостатков (гл. 6.2).

3. Выполнить запуск дизель-генераторов только по сигналу полного обесточивания, исключив для запуска технологические параметры (гл. 6.2 и 6.1.2.1).

4. Реализовать обратное бесперебойное переключение надежного питания после полного обесточивания при восстановлении нормального питания от блочных секций (гл.6.2).

5. Схемные изменения в части надежного питания:
– функциональное разделение выпрямителей и инверторов (гл. 6.2, 8.2.3.4);
– двойное питание с одной развязкой по постоянному току, монтаж двух аккумуляторных батарей на канал (гл. 8.2.3.3);

6. Повысить надежность работы дизель-генераторов (гл.8.1.2, 8.2.1), например, путем гарантированного обеспечения дизеля осушенным пусковым воздухом (гл. 8.2.1.7).

7. Увеличить емкость аккумуляторных батарей. Продолжительность разрядки согласно требованиям RSK должна быть увеличена с 30 мин. до 2–3-х часов (гл.6.2).

8. Кабельные трассы (например, в кабельном канале под БЩУ) разных каналов электропитания должны быть пространственно разделены (гл. 6.2).

9. Предусмотреть надежное электропитание насосов подпитки 1 контура для обеспечения надежного поддержания уровня в компенсаторе объема (гл. 6.1.2.3).

10. Выполнить надежное электропитание для установки расхолаживания энергоблока (гл. 6.1.3.1).

SU-B:

В аварийных режимах, связанных с обесточиванием блока, безопасная эксплуатация блока обеспечивается трехканальными системами безопасности, запитанными от систем надежного питания.

В то же время для повышения надежности электропитания механизмов нормальной эксплуатации, обеспечивающих сохранность основного оборудования (в том числе, и оборудования, указанного в п.9, 10), и повышения устойчивости работы АЭС целесообразно оснастить блоки дополнительными источниками резервного электроснабжения.

11. Выполнить присоединение ГЦН к 6 кВ резервной линии так, чтобы не было выхода из работы одновременно более 3 ГЦНов в результате КЗ на общей линии.

12. Провести дополнительный анализ проектных решений сети собственных нужд и электрических защит на соответствие современным нормам и правилам ФРГ.

А.3.1.4 Система КИП и автоматики

1. Введение следующих критериев срабатывания аварийной защиты реактора 1-го рода:

- повышение радиоактивности свежего пара;
- запас до кризиса теплообмена мал;
- давление в первом контуре велико;
- уровень КД высок в сочетании с низким давлением (разделы 6.3, 6.1.2.6, 6.1.3.2).

2. Для аварийного случая "предохранительный клапан компенсатора остается открытым", следует установить дополнительный характерный для этого случая критерий АЗ-1 "открывается предохранительный клапан компенсатора давления".

SU-A:

Сигнал "высокий уровень в КД в сочетании с низким давлением в КД" учитывает вышеупомянутое предложение немецких специалистов (6.1.2.4.).

3. Предусмотреть надежное срабатывание АЗ1 реактора до срабатывания разделительной перегородки между боксом ПГ и шахтой конденсатора-барботера (см.раздел 5.2.7).

4. Вывод из работы сигнала АЗ "Отключение последнего находившегося в работе ТГ" возможен с помощью легко доступного выключателя. Проанализировать возможность автоматического ввода защиты (см.разделы 6.1.3.3 и 8.2.2).

5. В системе измерения нейтронного потока автоматизировать перемещение ионизационных камер, переключение диапазонов измерения и корректировку мощности для критериев срабатывания АЗ "Нейтронный поток более 110% от допустимой мощности реактора" (см.разделы 6.1.3.9 и 8.2.2).

SU-A:

На энергоблоках с РУ В-213 планируется замена системы АКНП-2 на АКНП-7, в которой требования по автоматизации измерения нейтронного потока реализованы (за исключением автоматического изменения уставки "110 процентов N допустимой").

6. Чтобы сберечь запас воды во втором контуре рекомендуется предусмотреть АЗ1 по падению уровня ниже -400 мм только в одном парогенераторе (например, при разрыве трубопровода питательной воды этого ПГ) (см.раздел 5.1.2).

SU-A:

Введение АЗ-1 по снижению уровня на 400 мм в одном ПГ считается не целесообразным. Достаточность запаса воды в ПГ при реализованной логике "2 из 6" подтверждена расчетным обоснованием, при этом логика "2 из 6" характеризует действительно аварийную ситуацию, в то время как сигнал "-400 мм в одном ПГ" может появиться вследствие неисправности регулятора уровня данного ПГ или схемы формирования сигнала.

7. Ввести ограничение мощности турбины или АЗ реактора в зависимости от числа отказавших питательных насосов (см.разделы 6.1.3.2 и 5.1.2).

8. Устранить недостатки в части автоматического ограничения мощности и действий защит, например, отсутствует:

- быстрая остановка блока через второй контур (например, при течи трубки в ПГ);
- обеспечение достаточной эффективности введенных поглощающих стержней СУЗ при всех рабочих состояниях (см.разделы 6.3, 5.1.1, 6.1.3.9 и 6.1.2.6).

SU-A:

Предполагается введение сигнала АЗ-1 по повышению активности пара 2 контура, который будет действовать в том числе и при разрыве теплообменной трубки ПГ (п.1 подраздела А.3.1.4.).

9. Предусмотреть меры, обеспечивающие невмешательство оператора в течение 30 минут с начала работы систем безопасности по сигналу аварии включая и аварии, например, "течь трубки в ПГ" или разуплотнении крышки коллектора ПГ (см.раздел 5.1, 6.3).

SU-A:

Боле ранее вмешательство оператора необходимо не только в случае разрыва трубки ПГ, а при любых течах 1 контура во 2 контур в ПГ, а также при некоторых других аварийных ситуациях, перечень которых должен быть дополнительно согласован.

SU-B:

(В части систем безопасности)

Для предотвращения ошибочных действий оператора в аварийных режимах проектом предусмотрены введение запрета на отключение аварийных механизмов, который снимается по технологическим параметрам, характеризующим безопасное состояние реакторной установки.

При аварии большой течи из первого контура во второй органи-

зационно-техническими мерами (см. Заключение по п.12 Раздела А.3.1.2.) не предусматривается введение временных запретов на вмешательство оператора по управлению аварийными механизмами.

10. Обеспечить дополнительный сигнал для определения потери аварийного питания (снижение частоты) и определить первые уставки срабатывания по снижению напряжения (см.гл. 6.2 и 6.3).

11. Ввести разнообразную обработку сигналов в измерительных и управляющих линиях до исполнительных реле (это не относится к импульсным трубкам корпуса реактора) (см.гл. 6.3).

12. Самоконтроль, проверяемость и отказоустойчивость во всей технике, предусмотренная проектом (см.гл. 6,3 и 8.2.2).

13. Применить функционально-групповое управление системами с целью упрощения алгоритма управления и исключения ошибочных действий персонала (например, узел снабжения питательной водой, узел подачи конденсата, ГЦН) (гл.8.2.2).

14. Внедрить автоматическое сравнение аналоговых сигналов измеряемых многоканально параметров с сигнализацией при недопустимых отклонениях. Устранить противоречия, если таковые имеются, между информацией на щитах управления по состоянию арматуры, механизмов, команд управления и сигнализации (гл. 8.2.2.).

15. Контроль состояния, положения и подключения арматур и оборудования, а также сравнительный контроль требуемого состояния блокировок с фактическим должны быть автоматизированы (гл.6.1.4.9).

16. Модернизировать схему аварийной сигнализации на щитах управления с целью выявления отказа выполнения оборудованием и аппаратурой функций, предусмотренных проектом (гл. 8.2.2.).

17. Модернизировать схему управления электроприводами арматуры для обеспечения автоматического отключения их при достижении максимального момента на валу двигателей (гл.8.2.2.).

SU-B:

В СССР предусмотрена проектом и реализована предлагаемая выше схема управления приводами арматур (муфта момента).

18. Выводы на панели БЩУ индикации положения арматуры на байпасах ПВД для возможности контроля за процессом подачи питательной воды (гл. 6.1.3.6 и 6.2.3.2).

19. Улучшить качество измерения концентрации борной кислоты (гл.8.2.2.).

20. Улучшить надежность вычислительного комплекса. Установленная вычислительная машина должна надежно обеспечивать регистрацию важных параметров в ходе протекания аварии (гл. 8.2.2.).

21. Заменить устаревшие приборы КИП и автоматики на современные, работающие на параметрах, возникающих в аварийных режимах (гл.6.3.).

22. Модернизировать некоторые приборы и инструменты, применяемые при авариях, работающие на параметрах, возникающих в аварийных режимах (гл.6.3).

23. Установить зонды для измерения уровня в корпусе реактора в аварийных условиях (раздел 6.3).

SU-A:

В настоящее время в СССР разрабатывается аварийные уровнемеры для установки на действующих реакторах без реконструкции реактора.

24. Устранить влияние пожара на выход из строя одновременно всех резервных устройств, расположенных в одном месте, после проведения анализа (гл. 6.3). Обеспечить противопожарную защиту резервированных устройств КИП и А по всем помещениям систем безопасности (гл. 6,3.).

25. Выполнить физическое разделение БЩУ и РЩУ с точки зрения требований правил пожарной безопасности ФРГ (гл. 7.1.2.1).

26. Оборудовать щиты управления с учетом современных требований эргономики (гл. 6.3 и 6.4).

27. Увеличить надежность схемы контроля рабочего состояния ГЦН, например ввести дополнительный сигнал по числу оборотов (гл.8.2.2).

28. Повысить надежность измерение важных для безопасности уровней, например, в КО, ПГ, баках запаса борной кислоты (гл.8.2.).

29. Повысить надежность контроля появления течей.

30. Внедрить автоматический контроль уровня приямков в гермозоне с сигнализацией на БЩУ (8.2.2.).

31. Повысить надежность контроль за состоянием уровня воды в трех помещениях насосов аварийного охлаждения активной зоны (гл.6.1).

SU-B по п. 30; 31.

По п. 30; 31 данные проблемы в ходе наладки обсуждались, были даны предложения по устранению этих недостатков совместно намечены мероприятия по их реализации (установка сигнализаторов уровня с выводом сигнала на БЩУ).

32. Внедрить контроль за состоянием трапных вентилях с БЩУ (гл. 6.1.2.1 и 8.2.4.).

33. Заменить устаревшую технику управления (гл. 6.3, 8.2.2).

34. Так как устройства сигнализации о пожаре состоят из различных, не всегда согласованных друг с другом систем, требуется проверка надежности указанной установки.

35. Внедрить блокировку в схеме управления краном для огра-

ничения перемещения крана в зоне расположения оборудования, важных для безопасности (гл 8.2.1).

SU-B.

По разделам А.3.1.3 и А.3.1.4.

Стороны отмечают, что реализация программы замены приборов и аппаратуры КИП и автоматики, улучшение системы электроснабжения собственных нужд, а также выполнение дополнительных требований технологии, потребуют дальнейшего сотрудничества в части привязки к технологическому оборудованию, размещения (оценки влияния на строительные конструкции), согласования алгоритмов работы автоматики.

А.3.1.5 Строительная часть

1. Чтобы избежать затопления оборудования систем безопасности вследствие большой течи в системе циркуляции, а также в системе технической воды и в системе аварийного расхолаживания, требуется подтверждение пространственного разделения или мероприятия, повышающие надежность пространственного разделения помещений систем безопасности. Недостатки, вытекающие из отсутствующего или недостаточно обособленного пространственного разделения следует устранить. Поперечные связи, которые могут привести к выходу из строя нескольких каналов системы, в системе спецканализации или в системе заполнения емкостей запаса бора при нормальной эксплуатации должны быть гарантировано закрыты.

Сказанное касается следующих сооружений блока:

- береговой насосной: для системы техотвода техводы группы А и насосов технической воды;
- машинного зала: аварийных и основных насосов питательной воды;
- Реакторного отделения:
 - систем аварийного охлаждения активной зоны высокого и низкого давления, спринклерной системы,
 - системы охлаждения бассейна (см.разделы 7.1.2.2 и 6.1.3.8).

2. Обеспечение и доказательство достаточности разделения блоков 5 и 6, чтобы избежать недопустимого взаимного влияния, например, через прямки или совместный спецкорпус (см.раздел 8.2.4).

3. Частично требуется реализовать мероприятия в строительной части для учета землетрясения. Правила ФРГ (КТА 22011) не зависят от ожидаемого максимального ускорения на площадке АЭС требуют принимать в расчетах, как минимум, ускорение $A_n=0,5$ м/сек. (см.раздел 7.2).

SU-B.

В соответствии с заключением Заказчика сейсмичность площадки составляет 4 балла по шкале М К-64, что не требует дополнительных мероприятий по нормам СССР.

4. Из-за расположения турбин в машинном зале параллельно к

зданию реактора в случае разрушения турбины возникает опасность воздействия летящих предметов на строительную часть реакторного отделения, которая должна быть уменьшена строительными защитными мерами (см.раздел 7.2).

SU-B: к п.п. 4 и 8

Анализы показывают, что обеспечить разделение трубопроводов и оборудования с точки зрения их взаимного влияния при существующей компоновке на отм. 14,7, и не восприимчивости аварийных нагрузок строительными конструкциями не предоставляется возможным.

Следовательно, необходимо ускорить разработку принципа "течь перед разрывом" и внедрить современные системы диагностики состояния металла трубопроводов и оборудования.

5. Исходя из общепромышленных норм ФРГ выполнить в машинном зале мероприятия, которые позволяли бы избежать возникновение и распространение пожаров на большой площади, в том числе препятствующие переносу пожара на смежные здания и сооружения. Провести по месту анализ наличия безопасных путей эвакуации (см.раздел 7.1.2.1).

6. Слабые места в части пожарной безопасности для реакторного здания, в основном заключаются в объединении кабелей различных каналов систем безопасности. Три канала систем безопасности должны быть разделены с точки зрения пожаробезопасности.

7. Качество исполнения кабельных перегородок, дополнительно кабельного покрытия и противопожарных дверей частично не удовлетворяют требованиям норм ФРГ и требуются мероприятия по доработке (см.раздел 7.1.2.1).

8. Требуется предотвратить повреждение устройств КИП, защит и автоматики,(с учетом п.А 3.1.2.23) которые находятся в помещениях ниже трубопроводов пара и питательной воды (отметка +14,7 м) (см.раздел 6.3).

А.3.1.6 Организация и ведение эксплуатации

1. Запретить блокирование автоматов-предохранителей при проведении проверок (см.раздел 8.2.2).

2. Улучшить процедуры выдачи рабочих заданий и создание условий выполнения работ для лучшей координации между персоналом смены и подразделениями радиационной защиты, пожарным надзором, ремонтным персоналом и другими службами (см.раздел 8.2.5).

3. Обеспечить четкое разделение компетенции между организацией, сооружающей АЭС, и персоналом АЭС (см.раздел 8.2.5).

4. Разработать регламент проведения ревизий, гарантирующий ядерную безопасность (см. раздел 8.2.5).

5. Разработка технологических карт с заданными положениями арматуры и выключателей для различных рабочих состояний и, в слу-

чае необходимости, создание дополнительных технических условий для выполнения работ (см.раздел 8.2.5).

6. Улучшение обеспечения качества от изготовления оборудования до его монтажа (см.раздел 8.2.5).

7. Проверка концепции проведения пуско-наладочных работ до начала загрузки активной зоны, надежное удаление пуско-наладочных "временок" (см.раздел 8.2.5).

8. Регулярная проверка точек измерения через достаточно короткие промежутки времени, а также дополнительный периодический контроль прямка трапных вод при обходах (см.раздел 8.2.5).

9. Запрет на перемещение крана при работе на мощности над важными для безопасности компонентами установки, если невозможны другие защитные меры (см.раздел 8.2.1, 8.2.5).

10. Переработка рабочих инструкций для лабораторий (предписания по проведению анализов, организационные указания) (см.раздел 8.2.5).

11. Переработка прежнего "Положения о радиационной защите на АЭС" с целью выполнения требований "Постановления о радиационной защите", специальных правил и директив, изменение организации и задач по радиационной защите с учетом обеспечения соответствующего качества с целью устранения имеющихся в настоящее время недостатков организационного характера (см.раздел 7.3.2).

12. Уменьшение доз облучения за счет повышения уровня механизации и применения техники с дистанционным управлением, особенно при работах на первом контуре, включая корпус реактора, компенсатор давления и парогенераторы, а также в боксах парогенераторов.

В рамках этой работы должны быть реализованы также уже подготовленные на АЭС детальные мероприятия по уменьшению дозовых нагрузок персонала (см.раздел 7.3.1).

13. Применение качественно более эффективной защиты органов дыхания (см.раздел 7.3.1).

14. Применение современной с прямым считыванием показаний системы личного дозиметрического контроля для персонала АЭС, работающего под облучением. Система, кроме контроля мощности, должна иметь возможность предупреждения о повышенных дозах, контроля в пропускниках и позволять электронную оценку и обработку данных. Улучшение контроля за радиационной обстановкой в посещаемых персоналом помещениях и частях АЭС (см.раздел 7.3.1).

А.3.2 Анализы и доказательства

А.3.2.1 Материалы

1. Повторить анализы прочности оборудования первого контура

и его опор с помощью современных расчетных методик и, в случае необходимости, для специальных случаев нагрузки дополнить анализы расчетами по методу конечных элементов (см.раздел 4.2.2).

2. Для оценки концепции обеспечения качества изготовления оборудования дополнительно к имеющимся данным рассмотреть оставшуюся у изготовителей документацию о контроле в процессе производства. Представить отчетную документацию по проведению испытаний основных материалов неразрушающими методами и, если потребуется, провести дополнительные испытания (см.раздел 4.2.2, 8.2.1).

SU-A:

Советская сторона готова оказать содействие стороне ФРГ при получении дополнительной информации от заводов-изготовителей путем письменного запроса.

3. Оценить результаты базисного ультразвукового контроля областей основного материала (обечайки и днища) корпуса реактора, включая патрубки с диаметром Ду250. В случае необходимости повторить контроль.

SU-A:

Базисный контроль материалов корпуса реактора и патрубка Ду250 предусмотрен проектной документацией в период пуско-наладочных работ.

4. Оценить последствия наклонного положения корпуса реактора на напряжения в местах подсоединения патрубков (см.раздел 4.2.2).

SU-A:

Имеется анализ по нагрузкам корпуса при наклонах, примерно до 4мм.

5. Ультразвуковые испытания парогенераторов полностью повторить в соответствии с правилами КТА (см.раздел 4.2.2).

6. Исследовать, какие последствия для эксплуатации 5 блока АЭС "Грайфсвальд" может иметь обнаруженное в 1982 г. на блоке 2 несквозное отверстие на фланце коллектора парогенератора (см.раздел 4.2.2).

7. Подтвердить представительность проверки просвечиванием сварных швов ГЦН и ГЗЗ. В противном случае провести дополнительные исследования с современной техникой (см.раздел 4.2.2).

8. Сварные швы на корпусе компенсатора давления вновь проверить ультразвуком на продольные и поперечные дефекты в соответствии с требованиями КТА (см.раздел 4.2.2).

9. Сварные швы сосудов и трубопроводов второго контура проверить на отсутствие трещин на внешней поверхности (см.раздел 4.2.2).

10. Необходимо проверить с какой вероятностью сечение разрыва более 80 см² на коллекторе парогенератора может быть исключено и что концепция "течь перед разрывом" применима для данных мате-

риалов и конструкций (см.раздел 6.1.2.6).

11. Проверить шпильки ГЦН при замене прокладки (исследование материала), а также проверить места подсоединения рабочих сред к подшипникам и дроссели, в случае необходимости доработать конструкцию (см.раздел 8.2.1).

12. Проверить возможность использования трубок из хромоникелевой стали или из титана для обеспечения плотности конденсаторов турбин, как предпосылку для перехода на химический режим ATV во втором контуре (см.раздел 4.2.2).

13.Рекомендуется провести анализы образования холодных языков вблизи корпуса, выполненные для АЭС Ловиза в Финляндии (см. раздел 5.1.3).

SU-A:

Испытания по исследованию "холодных языков" проводились, кроме АЭС "Ловиза", также на Кольской АЭС с реактором В-213. В части термошока для корпуса реактора советские специалисты отметили, что расчет на сопротивление хрупкому разрушению выполнен в полном объеме в соответствии с нормами СССР и испытаний на АЭС "Норд" не требуют.

14. Доказать целостность пластиковых направляющих колпаков в конденсаторе-барботере при условиях аварии с учетом старения (см.раздел 5.2.7).

15. Доказать устойчивость направляющих колпаков, ванн и строительных конструкций конденсатора-барботера при динамических нагрузках в процессе конденсации (см.раздел 5.2.7).

А.3.2.2 Технологическая часть

1. В анализах аварий подтверждается, что скорость вводимых органов регулирования достаточна, если аварийная защита срабатывает по первому критерию. Требуется проверить, происходит ли безопасная остановка реактора во всех проектных авариях, если АЗ срабатывает только по второму критерию, считая что первый критерий отказал (см.раздел 4.1.1).

2. Проект системы защиты реактора учитывает застревание одного самого эффективного органа регулирования. Руководящие указания ОРГ по авариям требуют доказательства, что эксплуатационные переходные режимы с предполагаемым отказом или частичным отказом АЗ достаточно маловероятными. Следует дополнительно проверить является ли система защиты реактора достаточно надежной (см.раздел 4.1.1).

3. Следует проверить обоснование поканальных факторов повышения энтальпии K_{dh} и теплового потока K_q , полученных для принятой конструкции ТВС с разгрузочными отверстиями в чехле (см.раздел 4.1.2).

SU-A:

Перфорация на кассетах введена сверху и снизу (вне пучка твэл) с целью разгрузки кассет от перепадов давления в аварийных режимах с разрывами 1 контура и не влияет на поперечный теплообмен между топливными стержнями. Поэтому коэффициенты неравномерности (K_{dh} , K_q) принимаются одинаковыми независимо от наличия перфорации на кассетах.

4. Следует проверить выполнение минимально допустимых значений отношения DNB для определяющих переходных процессов с учетом реального ограничения мощности (А3-3 или А3-4). Для этого требуются детальные данные о точности корреляций DNB (см.раздел 4.1.2).

SU-A:

Разъяснение дано в приложении А 4.1.

5. По немецким нормативам следует предусмотреть включение результатов измерения энерговыделения в автоматическое ограничение мощности или же отключение реактора и необходимо провести верификацию алгоритмов контроля энерговыделения.

6. Доказательство достаточности проектной системы аварийного расхолаживания требуется дополнить полным анализом протекания аварии "Двухсторонний разрыв главного циркуляционного трубопровода, включая анализ объема повреждений" (см.раздел 5.1.1).

SU-A:

Проектным расчетным обоснованием при постулированных проектных допущениях подтверждается приемлемость параметров САОЗ, показана неразрушаемость зоны.

7. На основе указанных советских пределов для подтверждений ТВЭлов следует дополнительно проверить уровень активности теплоносителя в первом контуре.

SU-A:

Предельные уровни активности теплоносителя 1 контура по советским нормам приведены в Каталоге описания на комплекс кассет ВВЭР-440.

8. Требуется анализ обрыва трубопровода от гидроемкости, который проходит в кольцевое пространство вокруг корпуса реактора (см.раздел 5.1.1.).

9. Провести анализ аварии с течью эквивалентным диаметром Ду 113 и для обрыва соединительного трубопровода между компенсатором давления и предохранительными клапанами (см.раздел 5.1.1.).

10. Для аварии "Двухсторонний обрыв трубки в ПГ" требуются подробные анализы. Особенно необходимы анализы, из которых можно рекомендовать автоматические действия, предотвращающие недопустимый выход активности в окружающую среду. Для этих анализов среди других предположений учесть, что ГЗЗ закрываются не до конца. Далее исследовать варианты с и без полного обесточивания (см.раздел 5.1.1.).

SU-A:

Расчет режима "Разрыв трубки ПГ" выполнен (без учета обесточивания) с рекомендациями персоналу по локализации аварии.

11. Для разрыва коллектора ПГ необходимы детальные анализы для доказательства эффективности принятых мер по борьбе с такой аварией (см.раздел 5.1.1).

SU-A:

Разрыв коллектора 1 контура ПГ на момент разработки проекта является запроектной аварией.

В соответствии с действующими на сегодняшний день нормативными документами этот режим должен рассматриваться наряду с другими запроектными авариями с целью определения спецмероприятий, как технических, так и организационных.

12. Для "выброса органа регулирования" требуются дополнительные анализы с применением трехмерной программы расчета динамики реактора. Это касается особенно анализов с выбросом органа регулирования (см.раздел 5.1.2).

13. Для определения влияния выделяющейся реактивности при течи в системе пара провести дополнительные анализы с трехмерной моделью активной зоны (см.раздел 5.1.2).

SU-A:

Целесообразно проведение предложенных исследований, однако советская сторона в настоящее время не имеет трехмерных программ для расчетов динамических процессов реакторной установки.

14. Для разрывов или течи паропроводов требуются дополнительные анализы, в которых бы по возможности реалистично моделировались явления уноса воды во втором контуре. Положение и величину течей требуется проварировать, чтобы определить наихудшие случаи воздействия на температуру входа в активную зону и эффективность различных критериев срабатывания защиты реактора (срабатывание АЗ1-4). Если безопасность размещения трубопроводов на отметке +14,7 не будет подтверждена, потребуются анализы обрыва нескольких паропроводов (см.раздел 5.1.2).

SU-A:

В части варьирования места расположения и размера течей свежего пара в проекте выполнены следующие расчеты:

- разрыв коллектора ПГ в пределах гермозоны;
- разрыв коллектора ПГ за пределами гермозоны;
- разрыв главного парового коллектора;
- открытие с последующим незакрытием ПК ПГ или БРУ-А.

В указанных расчетах определена температура входа в реактор и подтверждена эффективность принятых защит и блокировок.

15. Отсутствуют анализы для переходных режимов с отказом аварийной защиты (АТWS). В руководящих материалах комиссии по безопасности реакторов ФРГ требуется проведение анализа ряда переходных режимов с отказом АЗ (см.раздел 5.1.2).

16. Требуется провести детальные расчеты динамики изменения

давления и перепада давлений в системе герметичных помещений при авариях (см.раздел 5.2.7).

17. Для надежного измерения давления в системе герметичных помещений проверить размещение по месту датчиков давления (см.раздел 6.1.2.4).

18. Провести детальное исследование эффективности спринклерной системы с учетом критериев отказов (см.раздел 5.2.7).

SU-A,B:

по п.п. 8, 9, 14, 18

В 1990 г. в рамках корректировки технического обоснования безопасности АЭС с В-213 выполнено расчетное обоснование в объеме требований советской нормативной документации (ТС ТОВ РУ и ТС ТОВ АЭС).

Предлагается провести совместный семинар по обсуждению вопросов, связанных с расчетным обоснованием аварийных режимов.

19. Целесообразно использовать спринклерные насосы для отвода остаточных тепловыделений при отказе всех аварийных насосов низкого давления при запроектных авариях. Проверить надежность предлагаемого технического решения (см.раздел 6.1.2.1).

20. Если соединительный трубопровод между горячей и холодной ниткой петель для предотвращения гидрозатворов необходим (что требуется проверить), то арматура на этом трубопроводе должна постоянно находиться в открытом состоянии. На блоках 7 и 8 для соединительного трубопровода никакой арматуры не предусмотрено (см.раздел 6.1.2.1).

21. Работоспособность предохранительных клапанов компенсатора давления должна быть доказана при работе их на пароводяной смеси или на воде (см.раздел 6.1.2.4).

22. Определить динамику изменения давления в конденсаторе-барботере и в системе герметичных помещений для аварий "Открытие и закрытие ПК КД". При необходимости смонтировать датчик давления в шахте конденсатора-барботера (см.раздел 6.1.2.4).

23. Проверить рассчитаны ли локализирующая арматура и трубопроводы между системой герметичных помещений и отсечной арматуры на давление первого контура. Проверить возможность возникновения гидроударов и при необходимости учесть их (см.раздел 6.1.2.7).

24. Напорные трубопроводы системы аварийного охлаждения высокого давления и напорные трубопроводы системы подпитки не имеют опор-ограничителей в пределах гермозоны. Требуется проверить не может ли течь в этих трубопроводах привести ко вторичным повреждениям (см.раздел 6.1.2.2).

25. Трубопроводы продувки и трубопроводы аварийной питательной воды, изготовленные из углеродистых сталей, не имеют в пределах системы герметичных помещений опор-ограничителей. Требуется проверить нужны ли опоры-ограничители для этих трубопроводов

(см.раздел 6.1.3.6).

26. Требуется проверить возможно ли при течах трубопроводов первого контура расположенных вне системы герметичных помещений повреждения отсечных арматур и других трубопроводов (см.раздел 6.1.2.7).

27. Представить доказательства, что второй контур достаточно надежен против попадания морской воды (прежде всего в технологическом конденсаторе) (см.раздел 8.2.1).

28. Следует дополнительно проверить и оценить надежность работы органов управления в условиях обнаруженного наклона корпуса реактора (наклон составляет 1,5 мм).

SU-A:

В СССР проведено обоснование надежной работы органов регулирования при отклонении плоскости главного разъема корпуса реактора от горизонта до 4 мм.

А.3.2.3 Электротехника

1. Требуется анализ баланса мощностей надежного питания и в случае необходимости замена дизель-генератора на более мощный.

2. Выполнить надежное питание ГЗЗ от дизель-генератора.

SU-B:

см. п. 10 раздела А.3.1.2.

3. Требуется анализ пригодности кабеля гермозоны (гл. 8.2.3.).

4. Требуется анализ пригодности распредустройств, важных для безопасности и, при необходимости, их замена.

5. Требуется послемонтажный расчет максимальных и минимальных токов короткого замыкания и определение минимальных граничных значений напряжения для всех потребителей (гл. 8.2.3.).

SU-B:

Расчеты производились. По результатам совместно с Заказчиком намечены мероприятия для реализации: изменение уставок, установка дополнительных автоматов, перекладка (прокладка) дополнительных кабелей.

6. Требуется доказательство достаточной надежности устройств бесперебойного электроснабжения, разделение функций зарядки батарей и снабжения главных секций надежного питания (гл. 8.2.3).

А.3.2.4 Система КИП и автоматики

1. Из анализов разрыва коллектора свежего пара не следует достигается ли и как надежен критерий А31 "Превышение скорости

падения давления 80 КПа в течение 5 сек". Для окончательного установления подходящего критерия требуются дальнейшие исследования (см.разделы 5.1.2 и 6.1.3.5).

SU-A:

В проекте предусмотрен диапазон уставки при разрыве ГПК 0,2-1,0 кгс/см²/с.

Уточненные расчеты показывают целесообразность установления значения уставки в районе 0,4-0,5 кгс/см²/с. Дополнительных исследований не требуется.

2. Требуется доказательство надежности электрических контакторных соединений, например, приводов СУЗ (см.раздел 8.2.2).

3. Требуется проверка концепции электроснабжения, связанных с безопасностью измерений и блокировок, включая их электрические защиты на основе анализа возможных отказов, чтобы отказ на выполнение защитных действий или срабатывание не нарушали предусмотренные проектом защитные действия и чтобы избежать ложных срабатываний путем уменьшения связей между системами безопасности (см.раздел 8.2.2).

А.3.2.5 Строительная техника

1. Дополнительно доказать способность выдержать нагрузки при течах в машзале для проходок паропроводов и трубопроводов питательной воды в стене ряда С (см.раздел 4.2.2).

Следует доказать приемлимость нагрузок, возникающих при аварии с течью в машинном зале у проходов через стену для трубопроводов свежего пара и питательной воды (см. раздел 4.2.2.).

2. Поскольку для береговой насосной существует опасность наводнений, требуется определить их частоту. Если необходимо, провести специальные защитные мероприятия (см.раздел 7.1.3).

3. При оценке защитных мероприятий от внешних воздействий необходимо дать принципиальные различия между событиями:

– которые следует рассматривать в качестве проектных событий (землетрясение, наводнение, ветер, снег и т.д.);

– и такими, для которых следует провести вероятностные исследования по минимизации остаточного риска (падение самолета, внешние ударные волны в связи с химическими взрывами, внешние воздействия вредных веществ).

А.3.2.6 Кадровые вопросы

1. Требуется доказательство достаточной квалификации персонала (см.раздел 8.2.5).

А.3.3 Документация

А.3.3.1 Материалы

1. Представить проведенные разработчиком и изготовителем

расчеты усилий, воздействующих на внутрикорпусные устройства при нормальной эксплуатации и при авариях с потерей теплоносителя (см.раздел 4.1.3).

SU-A:

по пп. 1,3,4:

Информация может быть представлена на совместно обсужденных и согласованных условиях.

Специалисты ГРС предложили провести трехсторонний семинар (ФРГ, Франция, СССР) в рамках п.2 Протокола по проблеме обоснования ресурса оборудования АЭС ВВЭР-440 (В-213) с обсуждением следующих вопросов:

- перечень и характеристики нагрузок для расчетов прочности, нормативные подходы для обоснования прочности, учет данных, полученных в процессе эксплуатации;*
- подходы и анализ усталости, включая методы расчета напряженного состояния;*
- методы контроля оборудования в процессе эксплуатации, включая контроль остаточного ресурса;*
- вопросы обоснования сейсмостойкости.*

2. Разработать доклад, отражающий современный уровень знаний по технологичности, стойкости к облучению и коррозионному поведению корпусной стали 15X2МФА (см.раздел 4.2.2).

SU-A:

Советские специалисты могут выполнить такой объем. Сроки и условия передачи отчета определяет Атомэнергоэкспорт.

3. Для имеющихся в паспортах механико-технологических характеристик не указано расположение пробы. Особенно это существенно для испытания вязкости применяемых образцов. Требуется дополнительная информация (см.раздел 4.2.2).

4. Отдельные числовые данные о механико-технологических характеристиках или химических анализах, которые имеют существенные отклонения от спецификаций, требуется проверить. Более того, требуется пояснить отличия в характеристиках вязкости, которые при определенных условиях могут возникнуть из пространственного пересчета (см.раздел 4.2.2).

5. Для проведения проверок сварных соединений аустенит-феррит необходима дополнительная информация, особенно для защитных гильз патрубков реактора (см.раздел 4.2.2).

6. Для патрубков и области с отверстиями на крышке реактора предложить концепцию ультразвукового контроля изнутри, инспекции с помощью телевизионной камеры изнутри и снаружи (см.раздел 4.2.2).

SU-A, 5, 6:

Запрашиваемая информация может быть выдана заводом-изготовителем с участием главного конструктора.

7. Для периодического контроля ГЦТ и подсоединительных трубопроводов к КД предусмотреть методику и средства для внутренней

проверки (ультразвук, визуальный осмотр). Для проверки швов, расположенных на кривой поверхности, усовершенствовать методы контроля (см.раздел 4.2.2).

8. Для смешанных швов требуется усовершенствовать методы контроля (см.раздел 4.2.2).

9.Для контроля трубок в парогенераторах предложить концепцию проверки, которая должна включать швы трубок (см.раздел 4.2.2).

SU-A:

Имеется возможность контроля всех трубок ПГ изнутри со стороны 1 контура с применением установок вихревого контроля (система Интерконтроль)

В СССР в настоящее время эта установка находится в стадии освоения применительно в ПГВ-1000 и может быть применима к ПГВ-440/В-213.

А.3.3.2 Строительная техника

1. По проектам, которые выполнялись вне ГДР необходимо предоставить статические расчеты конструкций для проведения дополнительного анализа.

2. Метод строительства гермозоны с применением стальных ячеек требует подтверждения органов строительного надзора ФРГ или оформления специального решения для данного конкретного случая.

3. Требуется особая проверка:

- конструкция и анкеровка защитных деталей;
- конструкция опор и анкеровка компонентов;
- устойчивость конструкций от воздействия струй при авариях;
- обеспечение качества.

А.3.3.2 Административные вопросы

1. Разработка эксплуатационной документации, которая соответствует требованиям, предъявляемым для АЭС в ФРГ (см.раздел 8.2.5).

2. При переработке эксплуатационной документации уточнить процедуры пуска и останова в соответствии с требованиями норм ФРГ (см.раздел 6.1.3.9).

3. Образовать централизованную службу по внесению изменений в документацию блока (см.раздел 8.2.5).

4. Выполнить корректировку документации по фактическому состоянию блока (см.раздел 8.2.5).

Приложение А 4 Анализы ИАЭ им. Курчатова

А 4.1 Расчет критического теплового потока для ТВЭЛ в ВВЭР

Формула Безрукова основывается на результатах экспериментов, проведенных в ОКБ "Гидропресс", и имеет следующий вид:

$$q_{krit} = 0.795(1-x)\exp(0,105P-0,5) \cdot (q_w)\exp(0,184-0,311x) \cdot (1-0.0185P) \quad (1)$$

где

q_{krit}^2 – критический тепловой поток, МВт/м²;

x – относительная энтальпия в месте кризиса;

q_w^2 – массовая скорость, кг/(м² с);

P – давление, МПа

При разработке формулы использовались экспериментальные данные, полученные на 7-стержневых пучках с равномерным тепловыделением по длине. Стержни по длине дистанционировались решетками сотового типа с расстоянием между стержнями от 12.2 до 12.75 мм. По длине решетки располагались с шагом 255 мм. Обогреваемая длина стержней составляла от 1.75 до 3.5 метра. Кроме данных ОКБ "Гидропресс" при статистической оценке погрешности формулы были использованы данные ИАЭ им. Курчатова, полученные на 7-ми, 19-ти и 37-ми стержневых пучках. Всего использовалось 776 экспериментальных точек.

Указанная выше формула (1) описывает все 776 точек со среднеквадратичной погрешностью 13,1% и отклонением от среднего значения $\sigma = 1.01$. Диапазон применимости формулы:

Давление 7.45–16.7 МПа,

Массовая скорость 700–3800 кг/м² * с,

Относительная энтальпия в месте кризиса от -0.07 до +0.4.

Влияние неравномерности теплового потока по длине учитывается поправкой к формуле (1) в виде фактора формы:

$$q_{krit}^{неравно} = q_{krit}^{равно} * F \quad (2)$$

$$F = \left\{ 1 / \left(q(z) * l \right) \int_{z-1}^z q(z) dz \right\}^n$$

$$n = 3,79 - 19,61 \left(\frac{P}{P_{krit}} \right) + 17,88 \left(\frac{P}{P_{krit}} \right)^2$$

$$P_{krit} = 22,13 \text{ МПа};$$

$$l = 55 \frac{d}{t} - \text{длина релаксации, м}$$

$$d - \text{тепловой диаметр, м}$$

Для разработки фактора формы использовались 438 экспериментальных точек, полученных на пучках с неравномерным тепловыделением по длине.

Основная информация об этих исследованиях приведена в 2 работах:

1. Экспериментальные исследования и статистический анализ данных по кризису теплообмена в пучках стержней для реакторов ВВЭР. Безруков Ю.А., Астахов В.И. и др. Теплоэнергетика N 2, 1976 г.

2. Исследования влияния профиля тепловыделения по длине на кризис теплообмена в пучках стержней. Астахов В.И., Безруков Ю.А. и др. Труды теплофизического семинара стран СЭВ ТФ-78, Будапешт, 1978 г., стр. 589-600.

А 4.2 Исследования поведения ТВЭЛов при авариях

А 4.2.1 Программные средства и коды, моделирующие поведение ТВЭЛов при аварии

Для проведения расчетного анализа термомеханического состояния ТВЭЛов в процессе проектных аварий используется усовершенствованный быстродействующий код FRASM-PC, разработанный на основе чехословацкого кода FRAS (1,2). Код представляет собой модульную расчетную программу, включающую, в соответствии с лицензионными требованиями, различные блоки, учитывающие многообразные физические процессы, происходящие в ТВЭЛлах при аварийных ситуациях.

Код FRASM-PC предназначен для проведения аналитических расчетов термомеханического состояния ТВЭЛов энергетических реакторов типа ВВЭР в условиях аварий. Расчет процессов осуществляется в отдельных модулях кода, а логическая структура кода позволяет связать расчеты в единый взаимосвязанный комплекс. Модульный характер позволяет постоянно и достаточно быстро проводить работы по совершенствованию кода и самих модулей. Кроме этого, такая структура дает возможность упрощать и усложнять расчет в зависимости от поставленных задач, подключая различные модули. К коду FRASM-PC подключена библиотека подпрограмм свойств сплава Н-1 (3), которая предназначена для определения изменяющихся физико-механических свойств оболочки ТВЭЛов в процессе развития аварии. Этот программный модуль основан на большом количестве экспериментальных данных, полученных в имитационных и лабораторных условиях. В библиотеке используется один из десяти альтернативных модулей, содержащих различные экспериментальные данные по высокотемпературным механическим свойствам оболочки ТВЭЛов, включая сплавы циркалой. Это позволяет проводить сравнительные расчеты с различными экспериментальными данными, а также с зарубежными программами, и тестировать код по различным экспериментам. В отдельные структурные звенья модуля выделены модули по окислению и критерию разрушения оболочки. Это связано с важностью процессов, описываемых этими модулями. Первый вычисляет величину окисленного слоя оболочки при высоких температурах на внешней и внутренней поверхностях оболочки, а третий модуль определяет критерий разрушения оболочки в аварийных условиях.

На основе этих моделей вычисляется мощность энерговыделения при экзотермической реакции окисления и геометрия неокисленной части оболочки, которые учитываются в других модулях. Расчет окисления внутренней поверхности осуществляется после разгерметизации оболочки.

Все модули, связанные со свойствами материала оболочки, основаны на целом ряде экспериментальных данных полученных на образцах из сплава Н-1.

А 4.2.2 Верификация кода по экспериментальным данным

Проверка предсказательной способности кода проводилась на основе опубликованных данных прямых экспериментов, проводимых на

основе опубликованных данных прямых экспериментов, проводимых на специальных установках с ядерным нагревом. Для сопоставления с расчетом по коду были использованы экспериментальные данные опубликованные в работе (4). Данные были использованы для проверки предсказательной возможности кода при расчете аварии с резким возрастанием реактивности (RIA). Код показал удовлетворительное совпадение экспериментом.

Второй эксперимент, на котором была проведена проверка кода FRASM-PC, представлял собой имитацию аварийной ситуации типа LOCA. Эксперимент MT-1 был проведен в NRU реакторе для тестирования и проверки кода FRAP-T6 (5). В данном случае исследовалось термомеханическое поведение материалов ТВЭлов при сбросе давления и уменьшении расхода, а также на стадии повторного залива. Для тестирования кода FRASM-PC за основу была взята измеренная температура оболочки ТВЭЛа и проводилось сравнение расчетных и экспериментальных данных по деформированию и времени разрушения. Данные расчетов достаточно хорошо коррелируют с экспериментальными данными. Результаты приведены в работе (6).

А 4.2.3 Расчетный анализ поведения ТВЭлов ВВЭР при аварии

На основе разработанного кода проведено исследование влияния исходного термомеханического состояния ТВЭлов реактора ВВЭР-440 на их поведение при максимальной проектной аварии с разрывом главного контура циркуляции Ду-500 на входе в реактор для различных стадий эксплуатации (облучения ТВЭлов) с учетом разброса параметров ТВЭлов на начало облучения.

В качестве исходных данных для проведения расчетов использовались тестовые результаты нейтронно-физических и гидродинамических расчетов при разрыве главного контура циркуляции на входе в активную зону реактора ВВЭР-440. Причем, распределение температуры оболочки по высоте ТВЭЛа взято с некоторым консерватизмом, для максимально напряженного ТВЭЛа с учетом стадии повторного залива, с целью более детального анализа термомеханического состояния ТВЭЛа. Для получения исходных термомеханических характеристик ТВЭлов на момент аварии использовались расчеты программы PINO4-M (7), осуществляющей расчеты ТВЭлов в квазистационарных режимах работы реактора.

Анализ результатов расчета показал, что определяющим параметром, влияющим на поведение ТВЭлов является внутреннее газовое давление, на которое влияет не только исходное состояние ТВЭЛа, но и напряженно-деформированное и тепловое его состояние в процессе протекания аварии. Разброс данных по исходным технологическим параметрам и различные периоды эксплуатации не приводит к значительному понижению безопасности реактора ВВЭР-440, но приводят к неопределенности поведения ТВЭлов во время аварии типа LOCA. Результаты приведены в работе (8).

А 4.2.4 Экспериментальные данные физико-механических свойств материалов ТВЭЛов в нормальных и аварийных условиях

Все физико-механические свойства материалов получены в специальных лабораторных условиях в диапазоне температур 20-1200 С для оболочки ТВЭЛов и до рабочих температур для топлива. Исследование свойств оболочек в нормальных условиях эксплуатации проводилось на облученных образцах с флюенсом от 10^{17} до 10^{21} н/см² с интервалом температур облучения до 350 С. Все основные зависимости физико-механических свойств оболочек ТВЭЛов приведены в работе (3) и включают следующие свойства:

- теплофизические константы (температуры фазового перехода, удельная теплота плавления, температура плавления);
- удельная теплоемкость;
- коэффициент теплопроводности;
- осевое термическое расширение;
- осевое термическое расширение;
- модуль упругости Юнга;
- коэффициент Пуассона;
- коэффициенты прочностного закона;
- вычисление истинных диаграмм деформирования по заданным деформациям или напряжениям в пластической области;
- предельные механические свойства;
- коэффициенты анизотропии пластичности;
- радиационный рост в различных направлениях с учетом текстурных коэффициентов.

Для моделирования напряженно-деформированного состояния оболочек ТВЭЛов в аварийных режимах используются данные механических свойств, полученные при исследовании высокотемпературной ползучести на необлученных образцах в лабораторных условиях или на имитаторах ТВЭЛов в специальных установках, как в окислительной, так и в инертной среде.

Эти данные используются для получения функциональных зависимостей скоростей ползучести и деформации в высокотемпературной области различными способами:

- по функции в виде закона Нортона;
- по теории вязко-пластического деформирования с использованием теории течения Леви-Мизеса;
- использование специального уравнения механического состояния (используется в коде FRASM-PC) в виде

$$= A(T) * \sinh (B(T) * (\sigma - \sigma_0))$$

где: $\sigma_0 = \epsilon (\sigma_0(T) - \sigma_0) \epsilon / \epsilon (\epsilon, T)$

- ϵ - скорость пластической деформации;
- σ - напряжение;
- σ_0 - обратное напряжение;
- T - температура;
- A, B - коэффициенты.

Все эти модели могут использоваться для расчета деформирования оболочки ТВЭЛов при авариях.

Аналогичные данные получены для функции окисления оболочки в высокотемпературной области и для критерия разрушения. Все свойства используются в кодах, моделирующих термомеханическое состояние и поведение ТВЭЛов в различных режимах работы реакторов ВВЭР и в аварийных условиях.

Литература по приложению А.4.2.

1. Паздера Ф. "Код FRAS для термомеханических расчетов поведения ТВЭЛов водо-водяных реакторов в аварийных условиях и проверочные расчеты". Вопросы атомной науки и техники, серия "Атомное материаловедение" выпуск No 2(27) 1988 г.
2. Pazdera F., Valach M., Vrtilkova V. Research of LWR fuel rod behaviour under accident conditions. IAEA-TC-579/24. Vienna, 10-13 November 1986.
3. Волков Б.Ю., Викторов В.Ф., Платонов П.А., Рязанцева А.В. Библиотека подпрограмм физико-механических свойств оболочки ТВЭЛов из сплава Н-1. Препринт ИАЭ No 4941 1989 г.
4. Onishi N., Ishijima K., Tanzawa S. A study of Subcooled Film-boiling Heat Transfer under Reactivity-initiated Accident Condition in Light Water Reactors. Nucl. Sci. Eng. 1984, Vol.88, p. 331-341.
5. Vanderkaa T. FRAP-T6: An independent code assessment based on LOCA simulation Test MT-1 in the NRU reactor. 1983, EGG-LOFT-6233.
6. Волков Б.Ю., Паздера Ф.Б., Валах В., Соколов Н.Б., Линек Й. "Сравнение компьютерных кодов FRAS, RAPTA, SSYST-3 по результатам расчета термомеханического состояния ТВЭЛов при моделировании реакторного эксперимента MT-1". СССР-ЧСФР семинар, декабрь 1990 г.
7. Srijov P.N., Yakovlev V.V. Pazdera F. "The improved version of the PIN code and its verification" Preston, England, 19-22 September 1988, IAEA-TC-657/3.4
8. Волков Б.Ю., Яковлев В.В. Расчетное исследование влияния неопределенностей исходных параметров на термомеханическое поведение ТВЭЛов ВВЭР при аварии типа LOCA. Англо-советский семинар, апрель-май 1990 г.

А 4.3 Моделирование поведения ТВЭЛов типа ВВЭР в условиях нормальной эксплуатации

Для моделирования поведения ТВЭЛов типа ВВЭР в условиях нормальной эксплуатации (квазистационарный режим) используется код PIN-micro, работающий на персональном компьютере, совместимом с IBM PC/AT (1-3).

А 4.3.1 Описание кода PIN-micro

Взаимосвязь процессов, протекающих в ТВЭЛах ВВЭР, моделируемая кодом PIN-micro приведена на рис. 1. Специально для этого кода был разработан пакет подпрограмм, описывающих свойства сплава H-1, используемого в качестве оболочек ТВЭЛов ВВЭР-440. Этот пакет включает, кроме всего прочего, функциональные зависимости для ползучести (радиационной и термической) и радиационного роста оболочки. Эти зависимости были получены в результате обобщения данных внутри- и послереакторных исследований, выполненных на реакторе МР и в горячих камерах ИАЭ. Ползучесть оболочки рассматривается как в установившихся так и в неустойчивых стадиях. Описание некоторых моделей можно найти в работе (2).

Для выполнения расчетов с помощью кода PIN-micro реальная история облучения ТВЭЛа моделируется рядом последовательных временных шагов с постоянной мощностью, температурой теплоносителя и потоком быстрых нейтронов, на каждом из которых как функция осевой координаты предсказываются:

- радиальное поле температур в топливе и оболочке;
- ширина зазора либо контактное давление между топливом и оболочкой;
- изменение размеров топлива вследствие термического расширения, растрескивания, уплотнения и распухания;
- изменение размеров оболочки вследствие термоупругости, ползучести и радиационного роста;
- образование и выделение в свободный объем газообразных продуктов деления;
- переформирование структуры топлива вследствие образования равноосных и столбчатых зерен, образование и/или увеличение центрального отверстия.

Кроме того, для всего ТВЭЛа в целом предсказываются величины осевых удлинений топливного столба и оболочки и внутреннее газовое давление.

Для расчета вышеуказанных характеристик топливный столб разбивается по высоте на ряд аксиальных сегментов равной ширины (максимум 20), каждый из которых в свою очередь делится на концентричные радиальные кольца (максимум 50). В каждом таком элементарном кольце (элементе) предполагается постоянство всех характеристик топлива. Оболочка по радиусу аппроксимируется только одной зоной т.е. принимается гипотеза тонкой оболочки. Для реали-

зации дискретных схем расчета полей температур, деформации топливных таблеток и других характеристик код содержит несколько циклов и итерационных петель, вложенных в друг друга. Самой внутренней является итерационная петля, обеспечивающая согласование проводимости зазора, поля температур в топливе и радиальных перемещений топлива и оболочки. Затем идет цикл, обеспечивающий расчет от сегмента к сегменту в осевом направлении. Этот цикл, в свою очередь, охватывается итерационной петлей, обеспечивающей сходимость по газовому составу и давлению под оболочкой ТВЭЛа. Самым внешним циклом является временной цикл, моделирующий ступенчатый характер изменения истории мощности. Таким образом, код PIN-micro является интегральным, полномасштабным, осесимметричным, термомеханическим кодом. Код PIN-micro по своей структуре является квазидвухмерным или, как иногда говорят, 1,5-мерным. Это означает, что поля температур, деформации, газоразделение, проводимость зазора и т.д. рассчитываются для каждого осевого сегмента независимо в одномерной постановке, а связь между отдельными сегментами осуществляется через расчет удлинений топливного столба и оболочки, величины компенсационного объема, а самое главное, через газовый состав и давление под оболочкой ТВЭЛа. При этом предполагается мгновенное перемешивание газообразных продуктов деления, выделившихся из различных осевых сегментов, и мгновенное выравнивание внутреннего газового давления по всему ТВЭЛу.

А 4.3.2 Верификация кода PIN-micro

Проверка предсказательной способности данной версии кода PIN-micro осуществлялась путем сравнения результатов расчета некоторых интегральных характеристик ТВЭЛов с соответствующими данными внутри- и послереакторных исследований, выполненных в ИАЭ. Для верификации использовались данные, полученные на хорошо освидетельствованных ТВЭЛах, оснащенных датчиками внутриреакторного контроля. Основными характеристиками ТВЭЛов, для которых производилось сравнение расчетных и экспериментальных результатов, являлись температура центра топлива, внутреннее газовое давление, удлинения топлива и оболочки, измеренные в процессе облучения. При проведении верификации кода PIN-micro широко использовались данные, полученные в рамках советско-финской экспериментальной программы СОФИТ (1). Для верификации кода при глубоких выгораниях были использованы данные послереакторных исследований, включая исследования полномасштабных ТВЭЛов, проработавших три кампании в IV блоке Ново-Воронежской АЭС. Со всеми этими данными код PIN-micro дал удовлетворительное совпадение, что свидетельствует о его пригодности для моделирования поведения ТВЭЛов типа ВВЭР в условиях нормальной эксплуатации. Более подробно с результатами верификации этого кода можно познакомиться в работах (2-3). В качестве примера использования кода PIN-micro ниже приводятся результаты расчетов по оптимизации исходного внутреннего давления в ТВЭЛах реактора ВВЭР-440.

А 4.3.3 Оптимизация исходного газового давления в ТВЭЛах реактора ВВЭР-440 повышенной мощности

Как известно, некоторое избыточное давление газа-наполнителя гелия улучшает теплофизические характеристики ТВЭЛа. С целью оптимизации величины исходного давления для ТВЭЛов реактора ВВЭР-440 повышенной мощности был проведен ряд вариантных расчетов с различными величинами этого давления. Оптимизация проводилась по величине конечного внутреннего давления, являющегося важной характеристикой при анализе аварийных ситуаций. На рис. 2 приведены результаты такой оптимизации, из которых видно, что наиболее оптимальной величиной исходного газового давления для ТВЭЛов этого типа является величина 5-7 бар, и дальнейшее увеличение этого давления не приводит к улучшению теплофизических характеристик ТВЭЛов.

Литература

1. Strijov P. et al. "Research of VVER-440-type Fuel Rods in MR-reactor.", IAEA, International Symposium on Water Reactor Fuel Technology and Utilization, Stockholm, Sweden, 15-18 Sep. 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 Sep. 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.

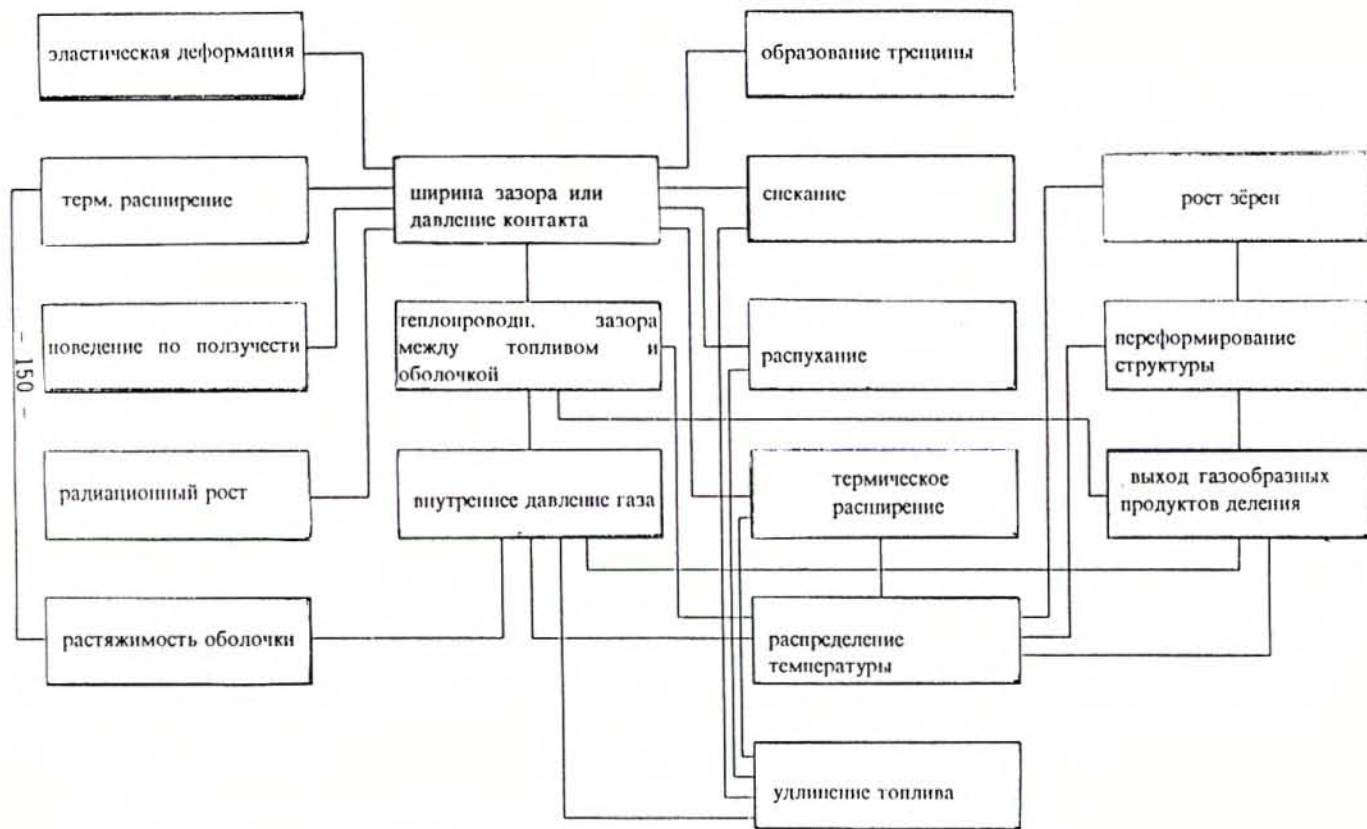


Рис. 1: Схема протекания процесса в твэлах для ВВЭР

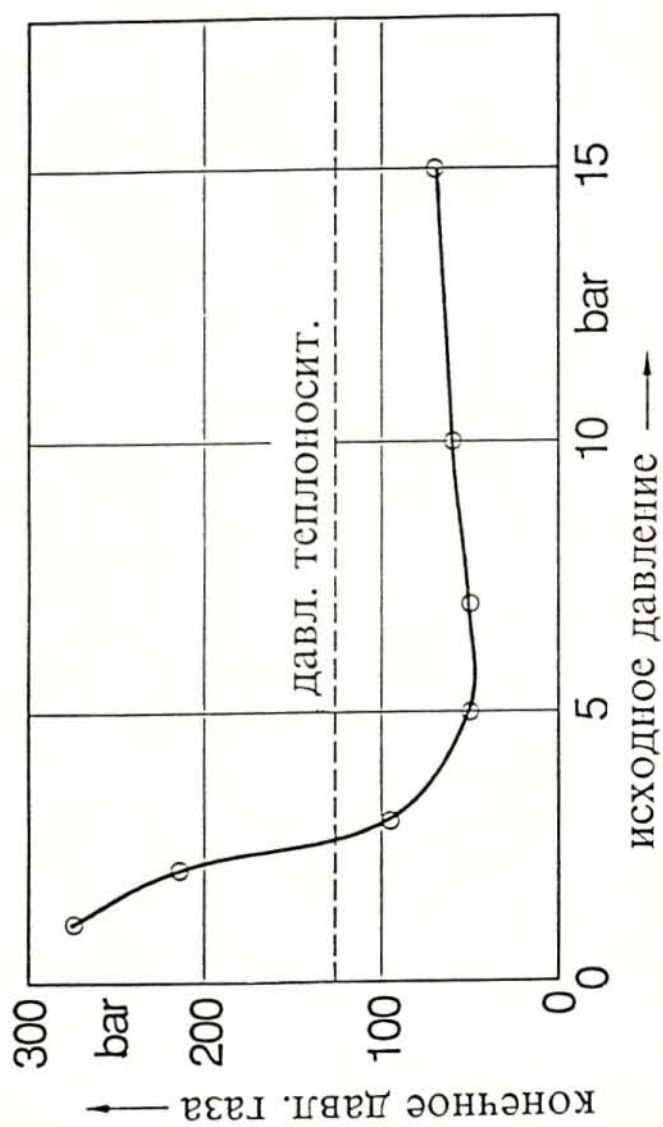


Рис. 2. Оптимизация исходного давления в топлив ВSR-440

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3-923875-38-X